

原子力規制庁 御中

平成25年度高経年化技術評価高度化事業
(経年プラントの総合的な安全評価体系の整備)

成果報告書

< 第1分冊 >

平成26年3月

MRI株式会社三菱総合研究所

本報告書は、原子力規制庁の委託業務により、三菱総合研究所が、北海道大学、東北大学、長岡技術科学大学、東京大学、東京工業大学、名古屋大学、福井大学、京都大学、大阪大学、首都大学東京、福島工業高等専門学校、早稲田大学、立命館大学、発電設備技術検査協会、原子力安全システム研究所及び日本核燃料開発との連携により作成し、原子力規制庁へ納品したものです。

したがって、本資料の公開、複製、転載、引用等には、原子力規制庁の承認が必要です。

目 次

1 序論	1-1
1.1 事業目的	1-1
1.2 事業項目	1-1
1.3 事業遂行体制	1-1
1.4 実施スケジュール	1-2
1.5 事業概要	1-2
2 技術情報基盤の整備	2-1
2.1 経年プラントの安全評価の体系化及び安全評価手法開発に関する調査研究	2-1
2.1.1 システム安全の体系化	2-2
2.1.2 経年プラント安全評価手法整備	2-102
2.1.3 安全評価指標	2-155
2.1.4 燃料安全体系化	2-210
2.1.5 漏えい評価の基準化	2-232
2.2 機器の機能劣化に基づくシステム安全評価に関する調査研究	2-368
2.2.1 コンクリート建屋・システム安全	2-368
2.2.2 ケーブル・システム安全	2-380
2.3 システム安全評価に資する知識ベース構築	2-393
2.3.1 知識ベースシステムの機能要件実現に係る調査研究	2-393
(1) データベース・知識ベース構築	2-393
(2) システム安全評価データ共有・活用手法	2-407
2.3.2 プロアクティブ潜在事象評価	2-429
3 経年劣化事象に係る安全基盤研究の実施	3-1
3.1 炉内構造物の経年劣化に係る評価手法の高度化	3-1
3.1.1 中性子照射材の破壊強度予測法の検討	3-7
3.1.2 中性子照射材の破壊評価法に検討	3-131
3.2 疲労に伴う圧力バウンダリの構造健全性評価と劣化対策の高度化	3-186
3.2.1 疲労健全性評価グランドデザイン構築	3-186
3.2.2 環境疲労メカニズム解明と評価手法高度化	3-300
3.2.3 疲労割れ非破壊評価の高信頼化	3-318
3.2.4 熱疲労評価手法の高度化	3-606
3.3 電気・計装システムの長期健全性評価に係る調査研究	3-832
3.3.1 原子力発電所低圧ケーブルの非破壊劣化診断法の選定と適用可能性の検証	3-834

3.3.2	原子力発電所に布設されたケーブルの高温・高放射線環境下での絶縁機能低下メカニズムの解明.....	3-1010
3.4	コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究.....	3-1085
3.4.1	コンクリート構造物の複合劣化メカニズム解明と長期健全性評価手法の高度化.....	3-1085
3.4.2	放射線照射を伴うコンクリート構造物の長期健全性評価手法の検討.....	3-1224
4	事業進捗の管理と成果総括に係る活動の実施.....	4-1
4.1	実施概要.....	4-1
4.2	事業遂行スキームの構築.....	4-1
4.2.1	採択研究テーマと実施項目.....	4-1
4.2.2	研究進捗管理・取りまとめのための会議体の設置.....	4-3
4.3	国際連携・国際情報発信に係る活動.....	4-6
4.3.1	はじめに.....	4-6
4.3.2	国際会議の開催.....	4-6
4.3.3	議事進行ならびに概要.....	4-8
4.3.4	IAEA との連携、情報収集.....	4-10
4.4	総括検討会の開催・運営.....	4-12
4.4.1	はじめに.....	4-12
4.4.2	開催概要.....	4-12
4.4.3	議論の概要および確認・決定事項.....	4-14
4.5	まとめ.....	4-15
5	結論.....	5-1

謝辞

1. 序論

1.1 事業目的

運転開始後 30 年を超えて運転する経年プラントの健全性評価を確かなものとするため、高経年化技術評価に対して最新知見を取り入れて、材料の経年劣化進展に伴う安全裕度の低下に係る予測手法の導入や予測精度の改善を図る。また、プラントの型式やシステム設計に付随した安全裕度の考え方、プラントシステムを構成する機器、構造物、計装系等の点検・補修・取替に係るプラント固有の保全履歴等も考慮して、経年プラントの管理のあり方を定量的に検証できる評価体系の整備に資する。

1.2 事業項目

以下の項目について実施する。

- (1) 技術情報基盤の整備
- (2) 経年劣化事象に係る安全基盤研究の実施
- (3) 事業進捗の管理と成果総括に係る活動の実施

1.3 事業遂行体制

本事業は、三菱総合研究所が受託機関代表となり、国立大学法人北海道大学（以下、北海道大学）、国立大学法人東北大学（以下、東北大学）、国立大学法人長岡技術科学大学（以下、長岡技術科学大学）、国立大学法人東京大学（以下、東京大学）、国立大学法人東京工業大学（以下、東京工業大学）、国立大学法人名古屋大学（以下、名古屋大学）、国立大学法人福井大学（以下、福井大学）、国立大学法人京都大学（以下、京都大学）、国立大学法人大阪大学（以下、大阪大学）、公立大学法人首都大学東京（以下、首都大学東京）、国立高等専門学校機構福島工業高等専門学校（以下、福島工業高等専門学校）、学校法人早稲田大学（以下、早稲田大学）、学校法人立命館-立命館大学（以下、立命館大学）、財団法人発電設備技術検査協会（以下、発電設備技術検査協会）、株式会社原子力安全システム研究所（以下、原子力安全システム研究所）、及び日本核燃料開発株式会社（以下、日本核燃料開発）とコンソーシアムを組み、業務を遂行した。図 1.3-1 に事業遂行体制図を記す。

なお、本事業で実施した各研究の遂行体制については、1.5 の事業概要に記載した。

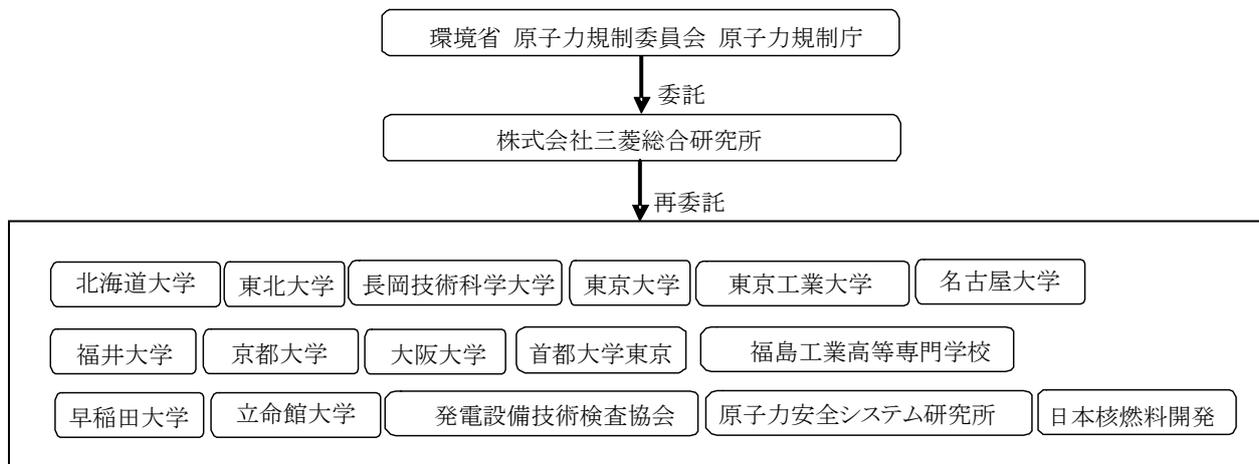


図 1.3-1 事業遂行体制

1.4 実施スケジュール

実施スケジュールは以下の通りである。

平成 25 年 7 月 5 日から、平成 26 年 3 月 31 日まで

1.5 事業概要

高経年化技術評価を高度化し、経年プラントの健全性を検証する総合的な安全評価体系を構築するため、技術情報基盤の整備を進め、安全基盤を確実なものとする上で重要な経年劣化事象に係る安全研究を実施する。また、国内外の最新情報や知見の収集、外部からの評価の仕組みを取り入れ、先進性や信頼性を有した事業を推進する。

1.3 に記載した事業遂行体制に加え、関係各所の協力を仰ぐ形での研究実施体制を構築し、1.2 に示した 3 項目の研究を実施する。この(1)～(3)が、2 章～4 章に対応する。各研究の実施概要を以下に示す。

(1) 技術情報基盤の整備

1) 実施内容

(a) 経年プラントの安全評価の体系化および安全評価手法開発に関する調査研究

経年プラントの安全評価を定量的かつ総合的に実施できる解析評価体系を構築する。プラント全体をシステムとして捉えた評価指標と評価手法、放射性物質漏えいのハザードとしての燃料に関し、使用済燃料プールの健全性評価も含めた燃料安全の評価手法、およびトラブル・事故時の各種バウンダリからの漏えい評価手法を整備し、体系化する。

(b) 機器の機能劣化に基づくシステム安全評価に関する調査研究

原子力プラントの安全上の主要機器を構造的に支持するコンクリート構造物の強度劣化や、当該主要機器の作動や状態把握を行う電気・計装システムのケーブルについての絶縁劣化が、それぞれプラントのシステム安全に及ぼす影響度を定量化するための評価方法を提案する。

(c) システム安全評価に資する知識ベース構築

a) 知識ベースシステムの機能要件実現に係る調査研究

規制文書、規格基準類、技術文書などを対象とした知識基盤について、機能要件の整理を行うと共に、知識基盤構築上の課題を明確化する。そして、知識基盤のプロトタイプシステムを構築し、具体的なユーザーの視点からユーザビリティについての検証を行う。また、安全性確保に向けた規制当局の取り組みの国民理解に資するため、知識基盤を核としたステイクホルダーコミュニケーションに資する知識モデルを検討する。

b) プロアクティブ潜在事象評価

プラントの高経年化進行に伴い時間とともに変化する材料特性を考慮し、工学的に予見し難い部位で新たに発現する可能性のある経年劣化事象および事象の複合作用として発現する可能性のある経年劣化事象（以下「潜在的な事象」という）をあらかじめ抽出する手法を検討する。そして、抽出された潜在的な事象について実機構成機器における発現可能性についてその検証方法を検討する。検討結果を規制の高度化へ反映することを念頭に、検討プロセスを透明化し、得られた知見をさらに深めるため、本研究に関する専門知識と実績を有する研究機関、大学等の専門家の間で広く共有する。

2) 実施方法

(a) 経年プラントの安全評価の体系化および安全評価手法開発に関する調査研究

平成24年度に実施した経年プラントの安全評価の体系化及び安全評価手法開発に関する調査研究の結果を踏まえ、経年プラントの安全評価に導入されるべきシステム安全の考え方を構築するため、新規制基準（平成25年7月中旬施行予定の改正原子炉等規制法関係規則、内規等）を含む安全規制体系を分析し、経年プラントに対する原子力安全の向上を目指した規制体系のあり方を整理する。加えて、経年プラントにおける規制基準として求められる、炉心・燃料（燃料プールも含む）の取扱いやシビアアクシデントに関連する事項、および各種漏えいに係る領域などのリスク評価を含む、運用基準を定めるための課題を抽出して、当該課題に係る今後の対応策をまとめる。

また、設置許可申請時に実施される設計基準事象に対する安全評価の指標や、過酷事故に対する炉心損傷頻度というリスク指標に加えて、経年プラントの経年劣化管理を適正化するための評価指標を具体化し、当該指標に基づき検査や管理の在り方を定量的に検証で

きる安全評価体系の整備に資する。加えて、当該安全評価体系において、個々の経年プラントに応じて異なる運転履歴や、検査・補修・取替の履歴等の個々のプラントの評価指標の情報（以下「プラントカルテ」という。）の標準化の枠組みを具体化する。

さらに、当該安全評価体系及び枠組みを具体化したプラントカルテに基づいて、経年プラントシステムの堅牢性や脆弱性を多様な観点から定量評価できる解析環境を整備する。上記を踏まえ、(2)経年劣化事象に係る安全基盤研究の実施の成果として整備する解析コードや評価ツールに加え、経年プラントシステム全体について評価可能な解析コードや評価ツールの整備に必要な詳細仕様を取りまとめる。ここで整備しようとする解析コードや評価ツールは、設計基準事象を超えるプラント状態も含めて、システム安全の観点から実機適用性の基礎検討を行うためのものとする。

また、経年プラントシステム全体のリスク評価解析のために、プラントカルテの中で検討する炉心損傷頻度以外の評価指標の取扱いを可能とするシステム構築に向けた整備計画を策定する。

(b) 機器の機能劣化に基づくシステム安全評価に関する調査研究

コンクリート建屋構造物の評価法確立に向け、平成24年度高経年化技術評価高度化事業にて策定したコンクリート建屋・システム安全ロードマップに基づき、システム安全評価に資する構造物の評価項目を提案する。また、外乱シナリオや構造物の損傷・劣化を考慮して、コンクリート構造物単体とプラント施設全体を対象とした長期性能評価手法整備のための検討を行う。検討の場として、建築、土木、コンクリート材料の研究者とシステム安全の研究者が合同で議論し、評価する会議体を設置・運営する。

また、原子力プラントの安全上の主要機器の作動や状態把握を行う電気・計装システムのケーブルについての絶縁劣化が、プラントのシステム安全に及ぼす影響度を定量化するための評価方法を提案し、解析的評価を行う。評価にあたっては、(2)③電気・計装システムの長期健全性評価に係る調査研究や国内外の研究成果を調査すると共に、電気・計装システムの劣化管理の研究者とシステム安全の研究者が議論する会議体を設置・運営し、評価方法の検討を行う。

(c) システム安全評価に資する知識ベース構築

a) 知識ベースシステムの機能要件実現に係る調査研究

知識基盤の既存システムに関して、国内外の事例（対象分野は原子力に限定しない）を対象とした調査を実施する。ウェブ調査を基本とし、電子メールなどによる問合せや国内事例の場合にはヒアリング調査などを必要に応じて実施する。調査内容は、システムの名称、目的、基本的な機能、主なユーザー、システムの公開状況、運用プラットフォーム、格納しているデータの概要と所有者・著作権、システムの運営体制（費用負担方法）、等とし、本システム構築のための検討に資することを目的として適宜選定する。

また、平成24年度高経年化技術評価高度化事業での知識基盤の基本的な機能要件検討結果を踏まえ、ユーザーを想定した上で、ヒアリング調査などによって知識基盤の機能要件について補強を行う。ヒアリング調査は複数の想定ユーザー区分（原子力関係機関、民間企業、一般市民、等）を設定する。ヒアリングの結果は、知識基盤の要件設計の検討資料とする（システム設計における最終的なユーザー想定はその他の条件も含めて総合的に判断する）。なお、ヒアリング調査の規模は、知識基盤の要件設計の検討に資するために十分な規模とする。

知識基盤データの著作権等に関する調査として、知識基盤が格納するデータ（規制文書、規格基準類、技術文書などの情報）の所有者や著作権者に対するヒアリング調査を実施する。具体的には、原子力関係行政機関のほか、原子力に関する規格基準類を対象として日本原子力学会、日本機械学会、日本電気協会、また、火力原子力発電技術協会および日本溶接協会の5つの学協会を想定する。ヒアリング調査を踏まえて、知識基盤構築のための課題を明確化し、その解決のための方法または使用方法などの制約について検討する。

実システムを想定ユーザーに試用させ、知識基盤システムのユーザビリティを検証する。GUI（Graphical User Interface）を中心としたプロトタイピングを実施し、今後の知識基盤構築の検討資料とする。プロトタイプシステムが実装するデータは、限定されたデータ（規制文書などデータ利用面で制約の少ない公的な資料を想定）とする。プロトタイプシステムの詳細な設計要件については、本目的および各種制約を踏まえて本業務にて検討する。

また、一般国民における原子力プラントの安全性確保の理解に向けて、知識基盤を核としたステイクホルダーコミュニケーションに資する知識モデルを検討するため、技術情報やデータの相互関係を抽出・把握するための知識工学的手法と、インタビュー、アンケート、ワークショップなどによる市民や専門家の認知構造を抽出する手法を組み合わせ、有効な知識モデルを導出する。

b) プロアクティブ潜在事象評価

本事業を効果的、効率的に進めるため国内外の専門知識と実績を有する研究機関、大学等の連携の下に、プロアクティブ専門家会議および国内検討会を開催する。それぞれの委員は、各会議の主査が国内外関係者から適切な専門家を選定する。また、国際的な情報共有を図るため IFRAM（International Forum for Reactor Aging Management）へ参画する。プロアクティブ潜在事象の抽出手法の検討においては、プロアクティブ専門家会議等を通じた自由な議論を通して専門家の潜在知識を顕在化・深化させ、新たな潜在事象、未経験事象を抽出する。また、現在の研究コミュニティー内での主な意見の相違を抽出し、それぞれの意見の相違の背景を調査し、意見の相違と認知バイアスの関係に関する知見を得る。得られた知見から、プロアクティブな視点での研究推進上の留意点を明らかにする。そして、これらの検討結果に基づき、総合的に評価して新たな潜在事象、未経験事象の抽出を

可能とする方法論を提案する。また、提示された潜在的経年劣化事象に対し PIRT (A Phenomena Identification and Ranking Table) 手法を適用して点数付けを行い、プロアクティブ経年劣化事象としての発現可能性を評価する。その上で国内検討会において抽出されたプロアクティブ潜在事象の規制基準への反映を検討する。

3) 研究体制

図 1.5-1 に研究実施体制を示す。

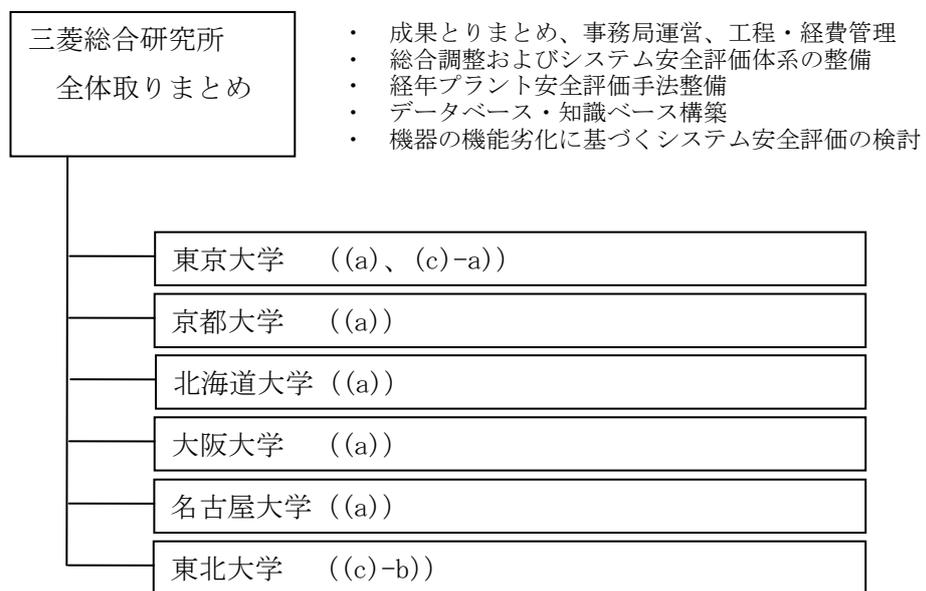


図 1.5-1 研究実施体制

(2) 経年劣化事象に係る安全基盤研究の実施

1) 実施内容

(a) 炉内構造物の経年劣化に係る評価手法の高度化

a) 中性子照射材の破壊強度予測法の検討

国内で炉内構造物の高経年化評価に統一的使用できるステンレス鋼照射材のデータベースと中性子照射による機械的性質などの経時変化の予測式を整備し、確率論的評価を念頭においた材料特性のばらつきの設定法を検討するとともに、照射材特有の局所変形の影響などの予測の合理性の根拠となる劣化機構の解明を行う。

b) 中性子照射材の破壊評価法に検討

中性子照射材特有の低延性状態に適した破壊評価法を検討し、中性子照射材を対象とした破壊解析を行い照射材への適用性の確認を行うとともに、材料特性や評価法に起因するばらつきの感度解析等を行い、破壊評価におけるばらつきの取扱い方法を検討する。

(a) 疲労に伴う圧力バウンダリの構造健全性評価と劣化対策の高度化

a) 疲労評価グランドデザインの検討

疲労に関する最新の研究成果、実機評価事例、国外規格改定動向を踏まえ、環境疲労および熱疲労のメカニズムに基づく評価の体系化に向けた知識ベースの集約と技術基盤の構築を行う。さらに、疲労劣化の適切な予測評価や、より高度な疲労損傷評価体系構築を実現するための疲労評価グランドデザインを構築し、システム安全評価や保全計画を取り込んで一体化した体系について検討を行う。

b) 環境疲労メカニズム解明と評価手法高度化

環境疲労グランドデザインにおいて必要とされている環境疲労き裂発生ならびに微小き裂進展、破壊力学き裂進展の各プロセスにおけるメカニズム解明のためのデータ取得を行い、環境疲労評価手法の高度化を図る。

c) 非破壊評価スキームの構築

疲労評価グランドデザインに基づき、機器の疲労割れ状態を把握するために実施する非破壊検査の性能を見極めるために必要なデータを取得し、併せて国際的な動向を把握した上で、信頼性の高い効果的な疲労評価スキームを構築するためのアプローチについて非破壊評価の観点から調査・検討する。

d) 熱疲労に関する定量予測法の開発

疲労に係る高経年化技術評価の高度化を図るため、荷重および破損メカニズムの解明を図ると共に、シミュレーション技術の知識ベースを構築し、システム安全評価のための劣

化予測式を導出する。

(c) 電気・計装システムの長期健全性評価に係る調査研究

システム安全上重要なケーブルについて、全長に亘って健全性を確認できる状態監視技術のうち、現状最も実機適用性が有望と判断される非破壊劣化診断法を選定し、環境認定試験（EQ 試験）により確認されている長期健全性の継続的な確認（Condition-based EQ）への同法の適用性を検証する。さらに、原子力環境下での高分子絶縁材料の劣化が、高分子構造や電氣的・機械的特性に与える影響を明確にして、絶縁機能低下メカニズムを明らかにすることにより、非破壊劣化診断法の適用可能な劣化度の範囲に係る判断根拠を得る。

(d) コンクリート建造物の長期健全性評価に係る調査研究

a) コンクリート建造物の複合劣化メカニズム解明と長期健全性評価手法の高度化

複合劣化因子によるコンクリート建造物の材料劣化、構造性能の低下が、原子力発電プラントの長期健全性に及ぼす影響の定量評価手法を導出する。複合劣化に関する既往の研究結果に基づき、中性化、塩害、熱等の複合劣化を受けたコンクリートの強度低下およびひび割れ発生、ならびにコンクリート中の鉄筋の腐食進展および強度低下などのメカニズムを実験等により明らかにするとともに、複合劣化因子の作用量と材料劣化の関係を定式化し推定方法を確立する。さらに、複合劣化作用を受けた鉄筋コンクリート部材の強度低下および剛性劣化を評価するための材料モデルを実験等に基づき提案し、構造の解析手法への適用を図る。これらの検討結果に基づき、現行のコンクリート建造物の長期健全性評価手法を高度化する。

b) 放射線照射を伴うコンクリート建造物の長期健全性評価手法の検討

安全上重要なコンクリート建造物に対して、多様な供用環境、形状、組成等の違いの影響を考慮できる放射線照射劣化に関する汎用的な健全性評価法を確立することを目的に、現状の高経年化技術評価での累積照射量の制限値の設定根拠の妥当性検証や放射線がコンクリートの強度特性に及ぼす影響を把握するため、ガンマ線ならびに中性子線の照射試験条件や試験方法を選定して照射試験を実施する。ガンマ線については、長期間の照射がコンクリートやペーストの物性に及ぼす影響を評価するためのデータ取得とデータ解析を行い、劣化モデルの妥当性について検証し、累積照射量と劣化の関係評価への適用性向上を図る。中性子線については、研究目的を満たす累積照射量データの取得を開始する。その他、照射劣化メカニズム解明を可能とするための加熱試験データ（非照射で照射試験と同一温度条件）の取得とデータ解析により、設定した照射後試験についてのデータを評価するための技術的基盤を明確にする。合わせて、照射試験の結果を実部材の健全性評価に繋げ、将来にわたる部材性能予測を可能とする解析コードの開発を行う。

これにより、生体遮蔽コンクリート壁、ペDESTAL部材、その他放射線の影響を受ける

原子炉構造物中の鉄筋コンクリート部材に対する長期健全性評価手法を確立する。

2) 実施方法

(a) 炉内構造物の経年劣化に係る評価手法の高度化

a) 中性子照射材の破壊強度予測法の検討

炉内構造物材料のステンレス鋼の中性子照射による性質変化に関するデータ（機械的性質、照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）発生進展、破壊靱性、応力緩和等）を国内外の文献等から収集し、スクリーニングを行い、データベースとして整備する。また、文献等の経験式や半機構論式を調査し、予測パラメータや式の形式等を検討し、上記で整備する照射材のデータベースに当てはめ、定式化を行う。加えて、ばらつきの当該式の中での設定法の検討を行う。さらに、照射材特性の予測に不可欠であるが現在データがほとんどない照射材の真応力真歪関係を把握するため、歪を正確に測定する手法を用いて照射量の異なる中性子照射材の引張試験を実施しデータを採取する。そして、中性子照射材の破壊強度の劣化やばらつきの機構を検討するため、局所応力に関して冷間加工材の電子線後方散乱による局所応力測定と有限要素法による結晶塑性解析を行うと共に、き裂先端の延性破壊挙動について画像相関法による測定と有限要素法解析を比較検討する。

b) 中性子照射材の破壊評価法の検討

破壊強度に対する機械的性質変化の影響を把握するため、低延性を模擬して加工度を変えた冷間加工材の引張試験と破壊靱性試験を行うとともに、結果を用いて単純形状である円筒構造物についてJ積分値等による破壊評価を行い材料特性変化の影響を検討する。また、照射材の材料特性予測式を用いて単純形状構造での破壊評価を行い、照射材に適した評価法とその妥当性の確認を行う。さらに、構成則等の照射材の材料特性にばらつきを与えて破壊評価を行い、破壊評価に対する材料特性のばらつきの影響度を把握する。

(b) 疲労に伴う圧力バウンダリの構造健全性評価と劣化対策の高度化

a) 疲労評価グランドデザインの検討

疲労に関する米国機械学会の規格改訂動向や米国機械学会（ASME）の PVP（Pressure Vessels & Piping）国際会議での情報収集、国内外の関連会合への参加により最新の研究動向を調査し、疲労グランドデザインへの反映項目を抽出する。また、実機疲労損傷事例や最新の研究成果をもとに、疲労劣化やトラブルの発生要因の詳細な分析を行い、疲労劣化管理のための知識ベースを構築する。さらに、き裂成長予測モデルを取り入れた疲労評価体系を構築するため、疲労劣化メカニズムやき裂成長予測モデルに関する最新の知見やシミュレーション技術を取り入れた疲労評価体系について検討する。そして、システム安全評価や保全計画を取り込み体系化した疲労評価グランドデザインを、安全機能要求、構造規格体系、国際規格体系等との整合性を評価して取りまとめる。

実機に近い荷重条件でき裂成長予測を行うために、切欠きを導入したステンレス鋼板での切欠き底でのき裂成長を実験的に調べ、その成長挙動を予測するためのモデルを構築する。そして、実機での応力集中部を模擬した応力勾配下でのき裂発生・成長を予測する手法を検討する。また、疲労劣化に対するシステム安全評価を行うため、運転時間と微小なき裂サイズの変化を統計的に予測する手法を検討する。試験片において発生する微小なき裂の発生と成長挙動を詳細に観察することで、き裂挙動の統計モデルを構築する。そして、モンテカルロシミュレーションによって、運転年数とともに進行する劣化（き裂成長）の予測を行う。

b) 環境疲労メカニズム解明と評価手法高度化

環境疲労き裂発生ならびに微小き裂進展、破壊力学き裂進展の各プロセスにおけるメカニズムについては、環境の影響が関わる各プロセスに対して力学因子(疲労)が影響するメカノケミカルプロセスとして捉え、酸化動力学曲線とひずみ速度あるいは等価パラメータに基づいたメカニズムの遷移を考慮した調査を行う。特に PWR 模擬環境中のオーステナイト系ステンレス鋼において観察されている大きな寿命低下および低電位効果について、水素加速酸化の視点を含めて調査する。環境・材料条件の時空間解析、累積疲労損傷係数ごとの表面皮膜の損傷度および拡散障壁特性、微小き裂の成長速度および合体挙動の評価、ならびに他の材料/環境の組み合わせ条件への適用性等について検討する。

c) 非破壊評価スキームの構築

疲労感受性を有すると考えられるシステム全体の疲労状態を概略把握し、比較的疲労感受性の高い個所をスクリーニングするとともに、スクリーニングされた機器の疲労状態を詳細把握して全体管理するという2段階方式を想定し、それを実現できるモニタリング技術を含む非破壊検査方法とリスク評価を含む解析評価方法とについて調査する。また、疲労評価グランドデザインに基づく高度な疲労評価管理において、不可欠な非破壊検査技術の性能（欠陥サイジング精度や欠陥検出率など）の現状を知るため、重要と考えられるその影響因子に関するデータを採取し、疲労評価グランドデザインの策定と信頼性の高い効果的な疲労評価スキームの構築に資する知見を得る。さらに、信頼性の高い効果的な疲労評価スキームを構築するために不可欠な非破壊検査技術の性能（欠陥サイジング精度や欠陥検出率など）に関する客観的な情報（検査精度に関するデータおよびその評価など）を得るため、その国内外動向を調査し、その結果を踏まえて必要に応じて疲労評価スキームの構築に反映する知見を整理する。調査対象は、米国 NRC による国際ラウンドロビン試験 PARENT および他産業とする。

d) 熱疲労劣化に関する定量予測法の開発

荷重および破損メカニズムの解明を目的として、熱成層界面変動による熱応力発生メ

カニズムの分析、および多軸応力場と高低サイクル疲労荷重重畳下の疲労強度試験を実施する。また、シミュレーション技術の知識ベース構築を目的として、計算流体力学（CFD：Computational Fluid Dynamics）による熱流動解析手法と流体－構造熱連成解析手法の検討を行う。さらに、システム安全評価のための破損予測式の提示を目的として、機能損失確率評価を可能とするための破損確率評価法の提案と、上記における破損確率の主要パラメータの抽出を行う。これらを複数機関で分担実施し、得られた知見を共有可能な形式で知識ベース化する。

(c) 電気・計装システムの長期健全性評価に係る調査研究

実ケーブル布設状態を模擬したラック上に設置した熱・放射線同時劣化ケーブルについて、広帯域インピーダンス分光(Broadband Impedance Spectroscopy: BIS)法により劣化位置の標定を行い、BIS法により検出できる劣化度を明確にする。なお、Condition-based EQ試験としての妥当性の検証については、JNESによる原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査によって確立しているケーブル絶縁材料の引張り破断伸びとの比較によって行う。

絶縁機能低下のメカニズム解明にあたっては、文献調査等により得られる絶縁材料の劣化基礎特性を踏まえ、一定の条件下での熱・放射線同時劣化を付与した材料の物性変化と絶縁機能低下を明確にする。これに基づき、限界酸化防止剤濃度理論に基づき絶縁機能低下メカニズムを明らかにする。また、定常運転条件下におけるBIS法等の適用性検証の支援のために、上記の材料物性変化と機能特性の関係を実験的に明らかにする。さらに、加速劣化試験／実環境の両条件下での絶縁体劣化挙動を統一的に説明する材料劣化モデルを構築する。

(d) コンクリート構造物の長期健全性評価に係る調査研究

a) コンクリート構造物の複合劣化メカニズム解明と長期健全性評価手法の高度化

コンクリート構造物の材料劣化ならびに構造性能の低下に及ぼす中性化、塩化物、温度等の複合劣化の影響を文献調査し、複合劣化での劣化評価ダイアグラムによる健全性評価方法の枠組みを構築する。

中性化、塩化物、温度等の影響を受けた鉄筋コンクリートを想定し、コンクリート内部の鉄筋腐食に伴うコンクリート表面のひび割れ発生、腐食した鉄筋の強度変化について検討を行う。鉄筋をコンクリートに埋め込んだ供試体を作製し、高温環境下で塩水噴霧を行い、コンクリート中の鉄筋の促進劣化を行なう。一定期間ごとにX線透過画像および表面ひび割れの測定を行い、内部鉄筋の腐食と表面ひび割れの関係性について検討する。同時に、塩水噴霧による腐食鉄筋の降伏点残存率、ヤング係数残存率などについて検討する。原子炉建屋特有の環境下で、加熱の作用を受けたコンクリートを想定し、それらのコンクリートにひび割れが発生・進展するメカニズムを明らかにする。また、短期間に高温加熱

の影響を受けた場合の検討も併せて実施する。コンクリート強度、骨材種類を変化させ、加熱環境下に一定期間曝し、破壊靱性試験を実施し、そのひび割れ発生強度およびひび割れ進展抵抗性などを実験および解析により明らかにする。

鉄筋腐食が鉄筋コンクリート部材の強度低下および剛性低下に及ぼす影響では、付着割裂破壊に対する横補強筋による拘束効果を部材実験や三次元有限要素法解析で明らかにする。また、鉄筋腐食が付着強度および付着割裂強度に及ぼす影響では、コンクリート表面の腐食ひび割れ幅から RC 部材の健全性評価を高精度化するために、適切な腐食膨張モデルに基づいた材料モデルを実験等に基づき提案し、構造の解析手法への適用を図る。

b) 放射線照射を伴うコンクリート構造物の健全性評価手法の検討

b-1) コンクリートの中性子照射影響に関する研究

放射線分解により発生する水素ガス・酸素ガスの発生量や発熱により放出される水分量を計測し、中性子がコンクリート中の水分に及ぼす影響を把握するとともに、ガンマ線照射による相互作用試験結果と比較することにより、中性子とガンマ線の影響の程度について検討する。中性子による照射試験では、供試体の中心と表面の温度差を抑えるために、適切な形状の供試体を用いる。

高速中性子とコンクリートおよびコンクリートの構成材料との相互作用に着目したコンクリートの照射試験を実施し、物性に関するデータを取得して、健全性評価に資する技術基盤の拡大を図る。照射後試験については、さまざまな実験条件が重なるため、その実験条件が物性評価に及ぼす影響についても予備実験により明確にする。

中性子照射量の試験水準については、国内の軽水炉における運転期間 60 年の累積照射量の最大値を担保できる範囲で実施し、さらに当該水準に対して複数の短期水準を設定しデータを取得する。また、骨材の影響を把握するために、砂利と碎石を用いた数種類の供試体を用いる。

b-2) コンクリートのガンマ線照射影響に関する研究

ガンマ線とコンクリートの相互作用に着目したコンクリートの照射試験を実施し、ガンマ線がコンクリートの物理特性に及ぼす影響を把握するとともに、健全性評価に資する実験データを取得する。

ガンマ線照射量の試験水準については、現状の高経年化技術評価における健全性の判断基準であるガンマ線の累積照射量の目安値を最大照射量とする。さらに、当該水準に対して複数の短期水準を設定する。また、骨材の影響を把握するために、砂利と碎石を用いた数種類の供試体を用いる。供試体のサイズについては、試験結果を直性比較できるように、中性子照射試験と同様のサイズの供試体を用いる。

b-3) 照射影響下にあるコンクリートの強度評価プログラムの開発研究

セメントの水和反応、乾燥・加熱によるコンクリートの変質、部材内部でのエネルギー移動、および放射線によるエネルギー沈着コードを連成させた評価プログラムの精度向上を図ると共に、強度評価プログラムにおいて必要となるコンクリートの物性値に関する基盤的データの蓄積を行う。

3) 研究体制

図 1.5-2 に研究実施体制を示す。

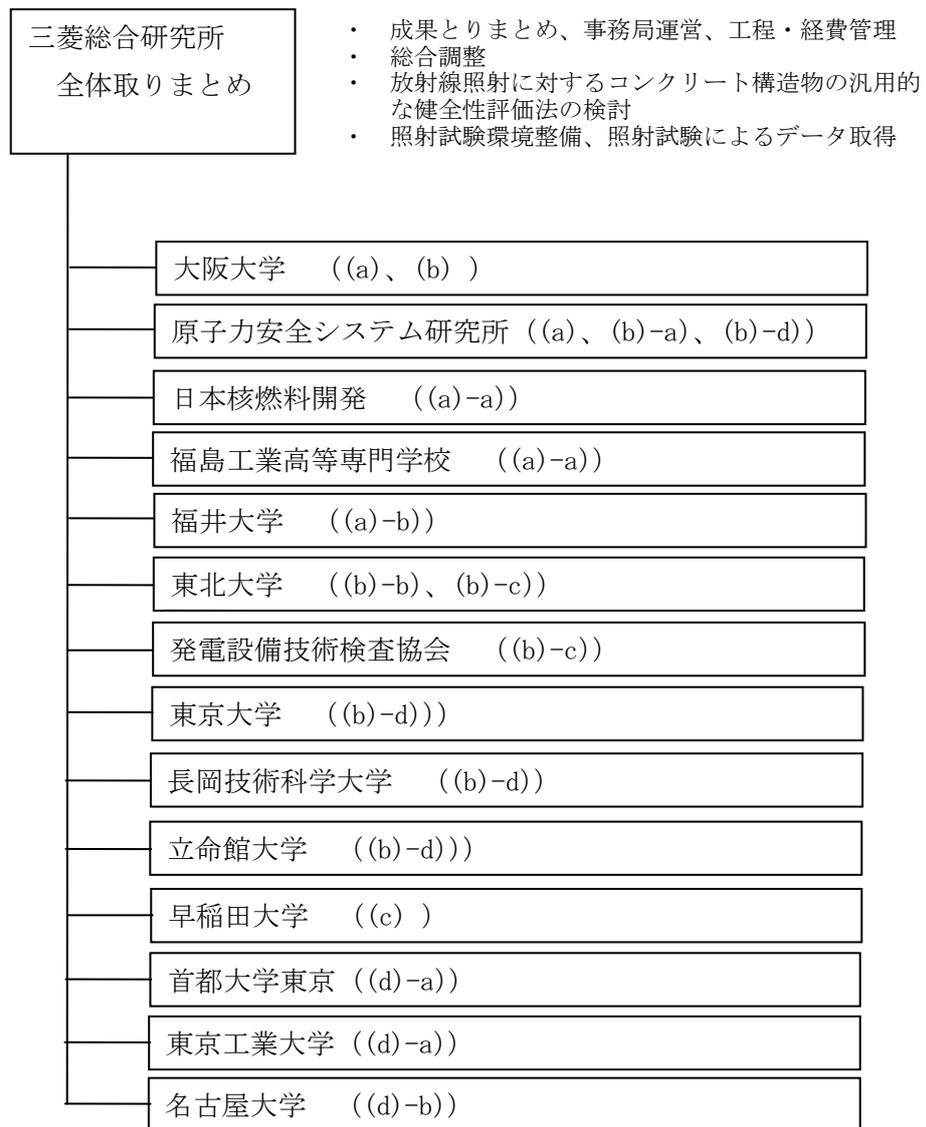


図 1.5-2 研究実施体制

(3) 事業進捗の管理と成果総括に係る活動の実施

本事業で実施するシステム安全および安全基盤研究の各テーマに対して、研究計画の確認や進捗度の把握、研究目標に対する実施内容の妥当性の確認等を行う会議体を設置・運営する。設置会議体の数は10程度を想定し、事業開始、中間とりまとめならびに最終成果取りまとめといった主要な時期にマイルストーンを設定し、全体を統括する総括検討会を開催する。

また個別研究テーマの会議体は、適宜進捗の確認等、必要に応じて開催する。

加えて、年度途中に中間報告会および年度末に成果報告会を開催し、全ての研究テーマについて、進捗確認ならびに成果確認を行う場を設置・運営する。その際、別途実施される平成25年度高経年化技術評価高度化事業(原子炉圧力容器の健全性評価方法の高度化)の事業計画、進捗状況、成果の報告を受けるなど、連携を図る。

さらに、本事業の活動の一環として国際シンポジウムをオーガナイズし、開催・運営を行う。海外から講演者を複数名招聘して講演を依頼すると共に、本事業の活動も含めてわが国の関連研究分野の取り組み状況についても報告し、国際的な最新情報の共有と本事業の活動の国際発信を行う。

2 技術情報基盤の整備

2.1 経年プラントの安全評価の体系化および安全評価手法開発に関する調査研究

本研究の全体構成を以下に示す。

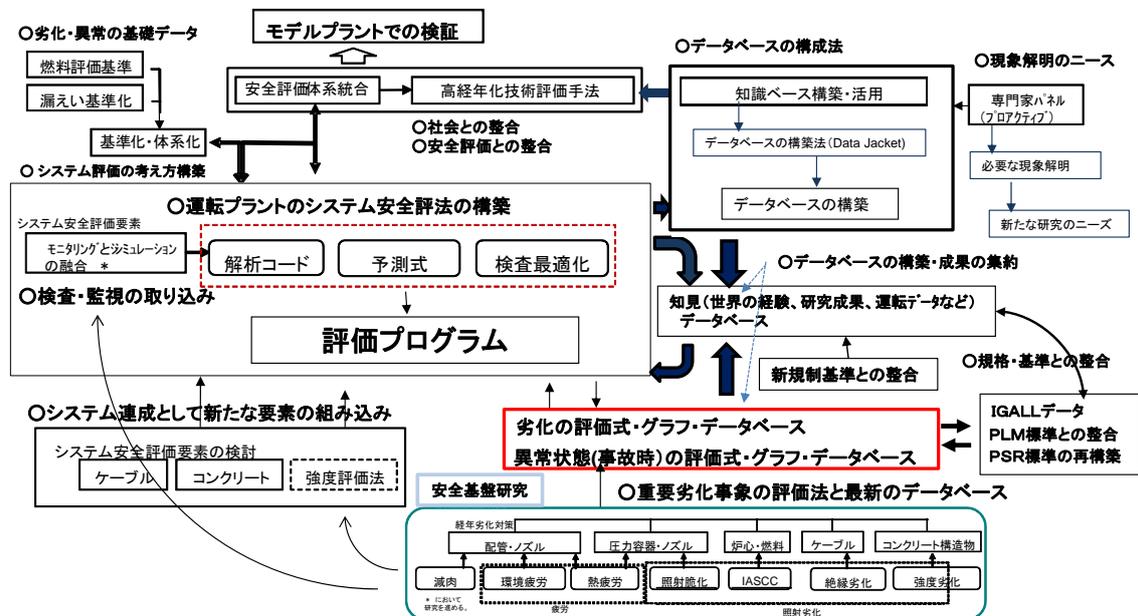


図 2.1-1 経年プラントの安全評価手法開発に関する研究開発体制

原子力発電所の全体のシステムとしての安全を評価する手法の開発は、上図の体制で進める。その体系は、下記である。

①体系化において「システム安全」を定義し、その仕組みを構築する。②体系化の取り組みが社会システムとの関係で妥当なものかを評価する。③運転プラントのシステム安全を定量化する評価プログラムの具体化、開発を行う。④この評価に必要な燃料の評価基準、および様々な漏えい事象の基準化を行い取り込む。⑤特に経年プラントとして重要な劣化事象の定式化および充実されたデータを評価プログラムに取り込み、⑥新たにシステムとして重要な要素となったケーブルやコンクリートおよび高サイクル疲労の評価などの強度評価事象をシステム評価に取り込む手法を開発する。⑦これらの成果やデータベースは、有効に活用すべく最適なデータベース化を検討する。⑧その上で、これらの開発した評価プログラムはもとより、全てのデータや研究成果、およびプラントの運転データ、世界で公開されている経験などを、活用できるようにデータベースとして情報基盤を構築し、成果の活用が有効に活用できるものとする。

以下、それぞれの成果を報告する。

2.1.1 システム安全体系化

(1) 原子力安全の考え方

1) 「原子力安全」と「安全」について

「安全（あんぜん）」は定義の難しい抽象的な概念であるが、一般に「安全(Safety)」は、危険がないこと、被害（有形・無形を問わず）を受ける可能性がないことを示している。危険が一つ一つ指摘できるのに対して、安全はどんな危険も存在しないという否定形で表される。安全を具体的に指定できないために、大変難しい概念になっている。「安全・安心懇談会」の報告書⁽¹⁾には、「安全とは、人とその共同体への損傷、ならびに人、組織、公共の所有物に損害がないと客観的に判断されることである（ここでいう所有物には無形のものも含む）」と述べられている。社会の安全を強く意識した定義になっている。

この「安全」という言葉は、交通安全（交通という行為の安全）、食の安全（食という行為の安全、又は食品という対象物の安全<食品安全>）、環境の安全（環境という危険源からの安全）、職場の安全（職場という場の安全）、医療の安全（医療という行為の安全<医療安全>）、国家の安全（国家という場の安全<安全保障>）など、特有な行為、対象物、場、危険源など色々な目的物を伴って色々な分野にその分野特有のものとして使われる。「原子力の安全」という用語も、一般的に「原子力分野における安全」、「原子力技術の安全」という意味で使われることが多いが、明確な定義がなされているわけではない。この中で、従来、「原子力安全 (Nuclear Safety)」という言葉が明確な定義もなく、広い概念である「原子力の安全」と半ば混同する形で使用されており、その対象とする所が不明確である。

従って、ここに「原子力安全」の定義を明確化するものであるが、これは前述のように「原子力分野における安全」、「原子力技術の安全」というような広義の産業活動における安全も含む概念というより、原子力特有の危険源からの安全という意味で定義されるものである。産業活動におけるこれ以外の一般的な危険源からの安全については当然、産業界においても別の安全管理の枠組みの中で担保されている。

また、木下富雄や向殿政男の言うように現在、「安全」ということで測定されているものは、「安全」の程度ではなく、「リスク」に過ぎない。日本学術会議人間と工学研究連絡委員会安全工学専門委員会報告「安全・安心な社会構築への安全工学の果たすべき役割」（平成17年8月31日）における以下の安全の定義の説明が参考になる。

『安全を“絶対に事故が起きないこと”と解釈している人がいるが、これは間違いである。無論、絶対に事故が起きないことは理想ではあるが、これは、「何もしない」こと以外、確実な実現は不可能だからである。「何かする」以上、安全を脅かす何か．．は必ず存在する。問題は何か．．を人知を尽くしてコントロールすることにある。具体的にいえば、リスクという考え方が必要となる。機械やシステムの分野では、絶対安全はあり得ないとして、安全は、「人への危害または損傷の危険性が、許容可能な水準に抑えられている状態」、または、「受け入れ不可能なリスクが存在しないこと（受け入れることの

出来ないリスクからの開放)」と定義されている。前者は、ISO8402（品質管理及び品質保証—用語）に出てくる定義であり、後者は、ISO/IEC ガイド 51（規格に安全面を導入するためのガイド）にある定義である。安全と言っても、どちらも絶対安全を意味しているのではなく、“常に危険性（リスク）は残されており、それが許容可能、または受け入れ可能なもののみになっていること”としている。ガイド 51 の安全の定義にはリスク（risk）という用語が出てきていて、安全はリスクを経由して定義されている。ISO8402 の安全の定義にある「人への危害または損傷の危険性」とは、まさにリスクのことである。

リスクとは、「危害の発生する確率及び危害のひどさの組み合わせ」と定義されている。ここで“組み合わせ”とは、危害の発生確率の大きさと危害の大きさとの両方を勘案して、リスクの大きさを決めることを意味し、発生確率が大きいほど、また危害が大きいほど、リスクは大きく設定しなければならない。機械やシステム分野では、そう簡単には片付けておらず、柔軟性を持たせて、ただ単に“組み合わせ”と定義している。ここで、危害（Harm）とは、「人体の受ける物理的傷害若しくは健康障害又は財産若しくは環境の受ける害」としている。更に、許容可能なリスク（Tolerable risk）とは、「その時代の社会の価値観に基づく所与の状況下で、受け入れられるリスク」と定義されている（図 2.1.1-1）。

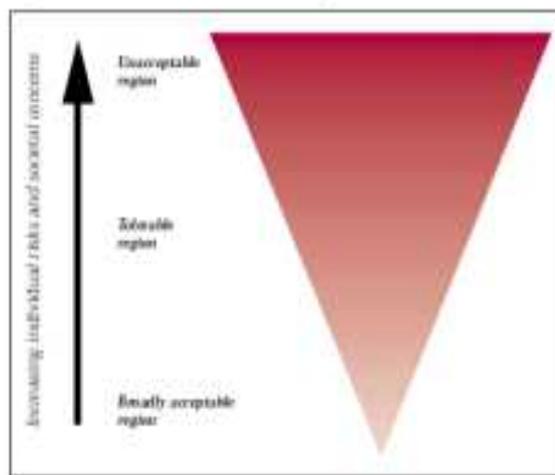


図 2.1.1-1 許容可能なリスク

このように、安全とは、受け入れ不可能なリスクが存在しないという意味で理解すべきことであるが、図に示すように、誰でもが認めるような広く受け入れられるリスク以下のみが残されている状態が理想であろう。しかし、現実には、コスト、受ける利便性等を考慮して、許容可能なリスク（仕方がないから我慢できるリスク）以下のみとなったときに、安全としようという定義である。したがって、常に残余のリスクが存在する。これまで事故がなかったからただ単に安全であると考えするのも間違えである。前もって、すべての危険源に対してリスクが評価され、必要ならば対策が施されて、許容可能なリスクしか残っ

ていないようになっている時、初めて安全であると言う。その時、受ける利益、そのためにかけるコスト等を考慮して、残っているリスクについて受け入れることを合意し、覚悟し、納得した上で、利用し、生活していることを認識しなければならない。ここで一つの問題が生ずる。何を以って許容可能なリスクに達したかを判断するかである。第一がリスクの評価であり、これが安全目標の問題である。許容可能なリスクの具体的な内容は、機械ごとに、システムごとに異なっており、その機械やシステムの使われ方、その時代の社会の価値観と共に、被害者の意見や心情、及びそれから受ける恩恵等を考慮しながら決めるべきであるとされている。例えば、終戦直後に許された労働現場のリスクは、今では許されないかもしれない。また、自主的な冒険活動をしている人の安全目標と、自己責任で車を運転している人の安全目標と、運転を専門家に任せている列車の乗客の安全目標では、自ずと異なるはずである。この議論を深めるためには、安全を裨益する生活者との対話が必要であり、そのためにも人文分野・社会分野との共同作業も必要となる。』

2) 原子力安全の範囲

原子力安全の目的、及び原子力安全の基本原則は、「平和目的に使用される（既存及び新規の）全ての原子力の施設とそれに係る活動」（以下、「施設と活動」と略す。）の、計画立案、立地、設計、製造、建設、試運転及び運転、更には廃止措置や閉鎖までを含む、原子力の施設又は放射線源の存続期間の全ての段階に対するものであり、現存する放射線リスクを低減するための防護活動に適用されるものである。

基本原則を適用する施設は、原子力施設、照射施設、採鉱及び核原料加工施設、廃棄物処理施設などであり、多種多様である。また、既に運転中若しくは建設中であるか、計画段階の施設かといった多様性もある。そこで、これらの多様な原子力施設に対しての基本原則の適用を具現化するときに、施設の多様性をどのように考慮すべきかについて考察が必要である。換言すれば、原子力安全の確保において、その骨格となる基本原則を厳守すべきという厳格性の観点と、施設に応じたきめ細かな実践を行うべきという柔軟性の観点に対して解釈を適切に行う必要がある。

先ず指摘すべき点は、これらの施設の種類及び運用段階の多様性についてこの基本原則においては特段の区別を行わないことである。例えば、新規の原子炉施設と既設の原子炉施設を想定する。それぞれの施設への適用において、異なった原則を定める必要性はないと考えている。基本原則は、相当に普遍性の高いものでなければならないし、そうであることによって原則を具体的方策に展開したときに全体として調和のとれた安全が確保されるからである。

一方、それぞれの施設にはその役割、長所や短所、つまり個性がある。従って、個別の施設毎の固有の特性を踏まえなければ適切で合理的な原子力安全は確保されるものではないことは明らかである。その点は基本原則においても斟酌されるべき点であり、実効的な

安全確保を達成するためのもっとも重要な観点の一つである。

原子力の施設と活動に係わる原子力事業者、規制機関やその関係者は、原子力安全の目的に沿って基本原則を遵守すべきである。同時に、基本原則に適う具体的方策を個別の施設毎に工夫し、実践しなければならない。具体的方策を実践するためには個別の施設の特性に応じた配慮を行うべきである。例えば、新設の原子炉施設と既設の原子炉施設では、それぞれの具体的方策に多様性があることは必然であり、原子力の施設と活動に関わる関係者は、そのための実効的な方策の検討に真摯に取り組むべきである。

それらは、放射線リスクに対する人と環境の防護のため、並びに、放射線リスクを引き起こす原子力の施設とその活動（特に原子力の施設及び放射線と放射線源の利用、放射性物質の輸送及び放射性廃棄物の管理）の安全のための要件と対策の根拠となるものである。

安全は、通常的环境における放射線リスク並びに原子炉の炉心、核連鎖反応、放射性線源またはその他の放射線発生源の制御の喪失などによる直接的な結果と、異常事象の結果として発生する放射線リスクの両者に関係するものである。また、原子力安全とは放射線に関連する安全を指すものであり、放射性廃棄物の最終処分や核セキュリティそのものの問題はそれぞれあるが、それらの原子力安全に係るところは基本原則の示すところと同じと考える。

3) 原子力安全の基本原則とその考え方

(a) 経緯

2011年3月11日の福島第一原子力発電所の事故（3.11震災）を踏まえ、原子力安全の基準の妥当性について、より根本的な考え方まで立ち帰り、原子力安全の考え方をまとめた。

原子力安全の基本的な考え方については、国際的には各国における原子力の安全確保の経験に基づき国際原子力機関（IAEA）が取りまとめた INSAG-12 およびその INSAG-12 を安全の基本原則に展開した Safety Fundamentals-1（SF-1）が基本となる。この SF-1 は、IAEA が個別の技術分野について整備した原子力安全基準の体系を背景として、それらを包括する上位の安全思想を文書化したものである。

わが国では、これまで個別技術課題についての詳細な検討を行ってきた一方で、このような上位の安全思想を規制制度において位置づけることは行ってこなかった。しかし、原子力安全委員会は原子力安全の基本的考え方を提示することの重要性を認識し、2011年の2月に原子力安全の基本原則の明文化に向けての検討を開始した。この検討は福島第一事故によって中断されたが、日本原子力学会が主体となりこの検討を再開し、原子力安全の基本的考え方を取りまとめた。

これらの原子力安全の基本原則の概要を説明するとともに事故との関係を議論する。福島第一原子力発電所の事故が明瞭に示したように、原子力の利用はリスクを伴うものである。これは他の工学分野と共通するが原子力のリスクは、他分野と比べて特に大きいと認

識されている。従って、このリスクの評価が従来どのように行われ、リスクが規制サイドでどのように認識されてきたかを整理することは、今後の原子力安全を考える上で重要であると考えられ、原子力発電所のリスク評価とリスク情報活用について検討した。

原子力の利用はリスクを伴うものであるから、どの程度のリスクであれば社会に受け入れられる（“How safe is safe enough?”）に対して定量性を持った目標を示し、これを社会と合意する必要がある。この安全目標とリスク抑制の考え方を示す。

(b) 原子力安全の基本原則

原子力安全の基本的な目的は、「人と環境を、原子力の施設とその活動に起因する放射線の有害な影響から防護すること」である。この目的を達成するための基本原則は、「誰が（主体）」「何のために（目的）」「どのように（手段）」という観点から展開することができる。

主体については、「責任とマネジメント」に関する基本原則であるとまとめることができる。IAEA SF-1においては、

Principle 1: Responsibility for safety

Principle 2: Role of Government

Principle 3: Leadership and management for safety

の三つの原則にまとめられ、日本原子力学会の基本安全原則（学会基本安全原則）においては、

原則 1: 安全に対する責務

原則 2: 政府の役割

原則 3: 規制機関の役割

原則 4: 安全に対するリーダーシップとマネジメント

原則 5: 安全文化の醸成

の 5 つの原則に取りまとめられた。これらの原則においては、安全に対して責務を有する組織や人、安全に関して関係機関が果たすべき役割、また、発揮されるべきリーダーシップ、行われるべきマネジメント、原子力安全の基盤とも言える安全文化に関して言及がなされている。福島第一事故の教訓の一つが不十分な安全文化の醸成という議論がされていることから、原子力学会の基本安全原則では、これを明示的に原則に取り入れている。なお、主体に関する基本安全原則では責務（responsibility）について述べているが、原子力施設を運営する事業者に安全確保に対する最も大きな責務があることを前提として、広く原子力安全に関係する組織や個人が、その能力を発揮すべきと期待される場面でそのつとめを果たすことを意味することに注意が必要である。

原子力安全の目的は、「人および環境を放射線リスクから防護すること」であると言える。IAEA SF-1においては、以下のようにまとめられている。

Principle 4: Justification of facilities and activities

Principle 5: Optimization of protection

Principle 6: Limitations of risks to individuals

Principle 7: Protection of present and future generation

学会基本安全原則では、

原則 6: 原子力の施設と活動の正当性の説明

原則 7: 人および環境へのリスク抑制とその継続的取り組み

にこれらの原則が取りまとめられている。原子力施設は潜在的なリスク源であることから、原子力施設によるリスクと便益を広範囲に比較検討し、その正当性を合理的に説明できる必要があること、原子力施設のリスクは合理的に達成可能な限り低減（As Low As Reasonably Achievable、ALARA）されている必要があることが述べられている。福島第一事故の教訓の大きな教訓の一つは最新知見の取り入れと継続的改善、つまり、継続的なリスク抑制であることから、学会基本安全原則では、ALARA の原則に基づき、リスク抑制の取り組みを継続的に行うことを明示的に示している。

手段については、「放射線リスクの顕在化を防ぐこと」すなわち、事故の発生防止と緊急事態への対応である。IAEA SF-1 においては、以下のようにまとめられている。

Principle 8: Prevention of accidents

Principle 9: Emergency preparedness and response

Principle 10: Protective action to reduce existing or unregulated radiation risks、

一方、学会基本安全原則では、

原則 8: 事故の発生防止と影響緩和

原則 9: 緊急時の準備と対応

原則 10: 現存する放射線リスク又は規制されていない放射線リスクの低減のための防護措置

にまとめられている。これらの原則においては、深層防護の考え方に基づいて事故の発生を防止すること、また、事故が発生した際の影響を緩和すること、また、事故発生時のアクシデントマネジメント策や緊急時対応計画をあらかじめ準備しておくことなどが述べられている。

原子力安全の目的である人と環境の防護を達成するにあたっては、技術的・ハードウェア的に事故発生防止とその影響緩和を達成しようと考えがちである。しかし、基本安全原則は、深層防護の考え方の適切な取り入れ、マネジメントやリーダーシップ、安全文化、アクシデントマネジメント策といったソフトウェア的側面が不可欠であることを示している。わが国において、原子力安全の確保がハードウェア的側面に偏りがちで、それゆえ安全の本質を見逃されることが福島第一事故の教訓として挙げられているが、基本安全原則は、このような過ちを避けるための羅針盤として活用することも可能である。

4) リスク評価とリスク情報の活用

今回の 3.11 震災においては、海溝型地震動による津波が大きな災害をもたらした。耐震設計審査指針では、活断層については 10 万年前に活動したものまで考慮することとしている。一方、三陸沖で発生した貞観地震による津波は 869 年であり、東北地方太平洋沖地震後の評価では、600 年に一度程度の頻度で発生すると考えられている。つまり、敷地直下で発生する地殻内地震と、プレート境界で発生するプレート境界地震で、考慮された発生頻度が 100 倍以上異なっていることになる。これは、海溝型地震では過去 200 年程度に発生した大地震の履歴に基づき、固有の地震が繰り返し発生するという考え方が、当時は主流であり、それゆえ、過去 200 年より以前に発生した海溝型地震に関しては、それほど関心が持たれていなかった。

設計基準ハザードについては、国際的にも 10^{-3} /年から 10^{-4} /年程度の発生頻度の自然現象までを設計で考慮することを求めている国は多い。わが国でも 2006 年の耐震設計審査指針の改定を受けて、基準地震動の設定にこの考え方が試験的に導入された。それに対して津波など他の自然災害では同様の考え方が導入されていなかった。設計基準ハザードの設定にこのように確率論的な考え方が導入されていれば、設計基準ハザードの超過頻度が大きく評価される場合に、システム側に大き目の余裕を持たせることで対応するなど合理的な対応を行うことができる。わが国で、このような影響度や事象進展に関する分析が十分になされていなかったことは反省すべき点である。また、さまざまな自然現象などについて、バランスよく体系的にリスク分析をするという視点に欠けていた点も指摘される。

以上のように、外的事象については、米国の IPEEE (Individual Plant Examination of External Events) のようなプログラムがわが国で行われなかった。その理由の一つは、外的事象については評価手法が十分に成熟していない、あるいは信頼できるデータがないというものである。従って、評価結果の信頼性が低いので外的事象の確率論的リスク評価 (PRA) は時期尚早であるということが盛んに議論される。しかし、上述したような PRA の目的を踏まえれば、評価手法やデータに改良すべき点があったとしても、評価手法の成熟を待つという姿勢はその意義と果たすべき役割を損なうものであった。未熟な評価手法で何らかの評価を実施した上で、評価手法の改善やデータの収集を継続的に実施するという姿勢が求められていた。

一方、PRA を用いて「既に安全な原子力発電所についてリスクが十分に低い」ということを示すことを目的と考える場合には、評価手法やデータが完備されなければ PRA を実施しないというのは正当な理由になる。

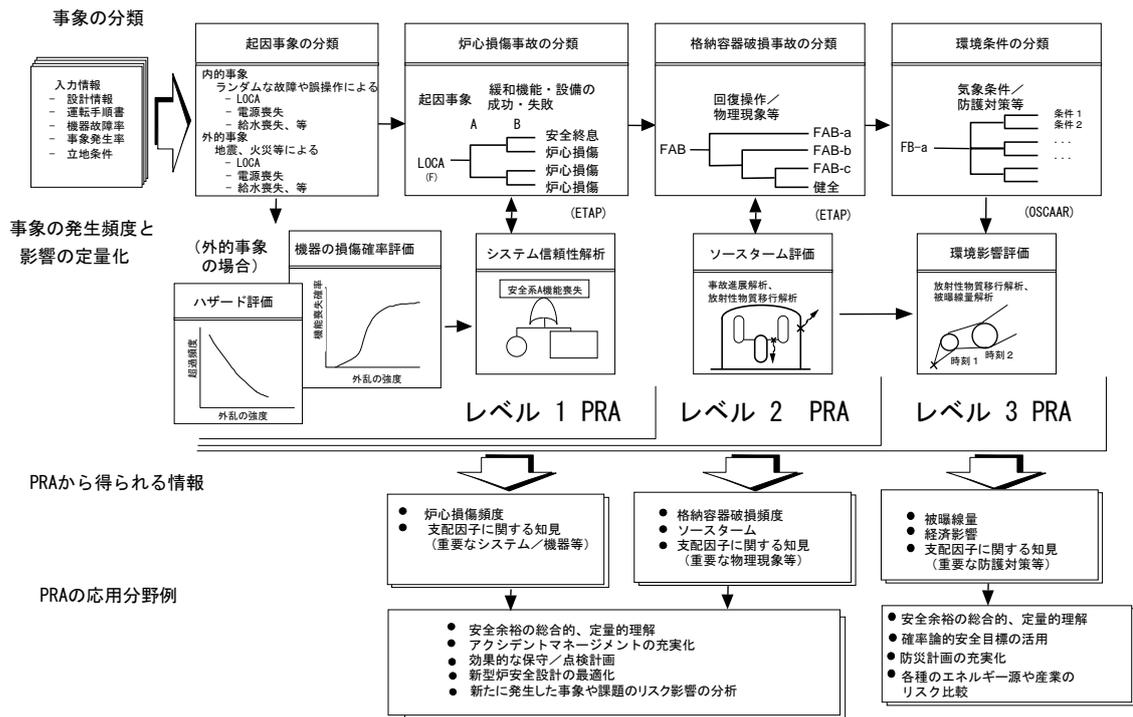


図 2.1.1-2 PRA の分類

原子力安全委員会の安全目標中間とりまとめでは、シビアアクシデントのリスクの評価がわが国でも行われ、その結果、わが国の発電用原子炉施設におけるシビアアクシデントのリスクの抑制水準は国際的に遜色のないものと判断、と述べている。しかし、レベル 1 PRA の結果を持って、リスク抑制水準を語っていたにすぎないのである。図 2.1.1-2 には、PRA のレベル毎の目的の関係を示している。

シビアアクシデントとは、きわめて確率の低いプラント状態であって、設計基準事故条件を超えたものである。安全系の多重故障により生起し、重大な炉心損傷に至り、放射性物質放出の障壁の多くまたは全ての脅威となる可能性のあるものである。「設計で想定した事象を大幅に超えて炉心の重大な損傷に至る事象（シビアアクシデント）のリスクを抑制することが重要と認識した」と述べながら、炉心損傷発生頻度をもってリスク抑制水準は国際的に遜色ないと判断するところに論理的な不整合がある。しかも、内的事象だけを考慮し、包括的な視点を欠いていたにすぎなかった。

外部事象については、過去に発生した自然現象や人的事象を網羅的に抽出し、発電所における発生頻度、物理的距離、時間的余裕、影響度の観点からリスクの要因として考慮すべきか否かを判断するとともに、利用可能な評価手法を勘案して適切な評価手法を選択する。このような、網羅的かつ体系的な方法を確立する必要がある。

原子力施設で考慮すべきハザードとしては、内的事象、外的事象、人的事象がある。その内容は多様である。ハザードとは安全上、実害がもたらされる可能性である。工学施設は、その本来の役割を果たすための設備の設計のみでなく、あらゆるハザードが実害をも

たらさぬように安全設計がなされる。従って、広範に包括的にハザードを考慮して対応する、安全要求をするという観点で設計基準を構築することが必要である。従来、原子力安全委員会が安全設計審査指針を定め、必要な要求事項を定めていた。しかし、その内容として、全電源喪失に対する考慮、外的事象に対する考慮などの不備が各所より指摘されることとなった。安全設計審査指針は、シビアアクシデントの考慮に関する指針に拡張されるべきであった。そのための活動は、原子力安全委員会のアクシデントマネジメントに関する決定文書であった。しかし、この安全委員会の決定文書は、他の指針類と同様、安全委員会の位置づけと権限との関係で、その効力が曖昧なままであったことに重要な問題であった。それは、わが国のシビアアクシデントに対する取り組みの姿勢をそのまま反映しているとも言える。

設計基準は、原子炉保護を目的とし、シビアアクシデントの発生を防止することが目的である。これが達成されていれば、自ずと国民と環境は放射線から防護される。一方、設計基準を逸脱し原子炉保護がなされない状態になっても、シビアアクシデントへの進展あるいは拡大を防止し、格納機能の喪失を防止、放射性物質の拡散抑制をすることにより敷地外への放射性物質の拡大が防止される。これがシビアアクシデント対策基準である。この目的は、敷地外へ放射性物質が放出されることを防止することである。従って、シビアアクシデントに繋がる事象進展だけでなく、放出形態と規模を考えながら対策を用意する必要がある。

その上で、放射性物質が施設外に放出される場合を想定して原子力災害対策をとる。このために、原子力災害対策指針が用意される。リスクとは、ハザードにより人と環境に実害がもたらされる可能性である。そのリスクを定性的安全目標と定量的安全目標を定め、参照しつつ抑え込む必要がある。

手法や整備が完備していないとしても、包括的なリスク評価を実施すれば、福島第一事故のような、事象進展シナリオを抽出できていたと考えられる。その発生頻度は低いという評価になったとしても、共通原因故障に至る蓋然性、シビアアクシデント拡大防止の困難さ、対策設備の簡明さなどから、事故を防ぐ対策をとり、その効果をリスク評価で確認し、実効的ならしめるために適切な教育・訓練を行うという選択も取ることは可能であった。

確率論的リスク評価（PRA）は目的に応じて3つのレベルに分けられる。レベル1 PRAは、原子力施設をハザードから防護する性能を評価するもので炉心損傷発生頻度と事故シークエンス、炉心損傷状態を定量化する。レベル2 PRAは、炉心損傷状態において放射性物質の放出を防止する性能を評価するもので、格納機能喪失頻度、放射性物質放出形態、放出量を定量化する。レベル3 PRAは、放射性物質が放出されたときに人の生命と健康及び財産への影響、環境の保全に対する影響を評価する。従って、外的事象はあまねく考慮されなければならないし、レベル3 PRAまで実施する必要がある。

5) 安全目標とリスクの抑制

(a) 背景

従来、わが国では、原子炉施設に係る安全確保については、異常の発生防止、異常拡大防止、事故影響緩和の 3 つのレベルまでの深層防護に拠っていた。安全上重要な系統を単一故障基準に基づき構成し、設計基準において想定した外的事象（地震、津波等）への考慮という基本的な考え方にに基づき、設計基準事故への対応が行われてきた。

しかし、米国の TMI 事故、旧ソ連のチェルノブイリ事故以降、設計基準事故を超える事故を過酷事故（シビアアクシデント）として、各国で、その対応がとられるようになり、わが国においても、その対応に関し原子力安全委員会で議論された。そして、深層防護の第 4 のレベル（第 4 層）に相当する「設計基準事故を超える事象」に関して、平成 4 年 5 月当時の原子力安全委員会が、原子炉設置者において効果的なアクシデントマネジメント（過酷事故を防止し、また、万一、発生した場合にはその影響を緩和すること、AM）を自主的に整備し、万一の場合にこれを的確に実施できるようにすることを強く奨励した。すなわち、シビアアクシデントへの拡大を防止するとともにシビアアクシデントに至った時の影響を緩和するために、施設の設計に含まれる安全余裕や当初の安全設計上想定した本来の機能以外にも期待しうる機能、またはそうした事態に備えて新たに設置した機器等を有効に活用することとした。そして、その対応を事業者及び通産省（その後の原子力安全・保安院）に任せ、報告することを求めた。

当時、通産省はその方針に従って行政指導により過酷事故対策を進め事業者に整備報告を求めたが、事業者の自主的保安措置であったため、「設計基準事故を超える事象」、すなわち、シビアアクシデントに至る可能性のある事故を明確な規制対象としては位置づけなかった。この方針は、新規プラントでは設計時に対応するという方向が出されるなど、当時としては世界の潮流から遅れたものではなかった。しかし、その後、諸外国では規制要件化していったのに対し、日本では事業者の自主的保安措置のままとされた。

表 2.1.1-1 IAEA の深層防護

	防護レベル	目的・プラント状態	目的達成に不可欠な手段
当初設計	レベル1 第1層	異常運転や故障の防止 (通常運転)	保守的設計及び建設 運転における高い品質
	レベル2 第2層	異常運転の制御及び故障の検知 (異常の検知)	制御、制限及び防護系、 並びにその他のサーベ ランス特性
	レベル3 第3層	設計基準内への事故の 制御 (設計基準事故)	工学的安全施設及び事 故時手順
設計基準外	レベル4 第4層	事故の進展防止及びシ ビアアクシデントの影 響緩和を含む、苛酷な プラント状態の制御	補完的手段及び格納容 器の防護を含めた アクシデント(過酷事故) マネジメント (AM/SAM)
計画 緊急時	レベル5 第5層	放射性物質の大規模な 放出による放射線影響 の緩和	サイト外の緊急時対応 (防災)

(b) 深層防護とシビアアクシデントのリスクの抑制

原子力安全委員会は、平成 15 年に安全目標に関する中間とりまとめを行った。その序文には、「原子力を利用する事業活動には、将来を含めた人類のエネルギー源の確保や、医療、工業、農業など幅広い分野の放射線利用等による便益がある一方、広範囲にわたる放射性物質の放散等を伴う事故が発生する可能性という、国民の健康や社会環境に大きな影響を及ぼすリスクが潜在することは否定できない」という文言が記載された。そして、そのリスクを抑制するため、原子炉施設の場合には、異常発生防止、異常の拡大防止と事故への発展防止、放射性物質の異常な放出の防止、の三段階の安全対策を講じるという多重防護の考え方を基本と指摘した。

東京電力福島第一原子力発電所事故を受け、平成 24 年 6 月に成立した「原子力規制委員会設置法」には、大規模な自然災害及びテロリズムの発生も想定した安全規制に転換するための改正が含まれている。また、設計基準事故を超えてシビアアクシデントへ進展することを防止する、シビアアクシデントに至った場合の影響緩和対策を求めている。ここに、IAEAの深層防護の三段階（第 1 層－第 3 層）の安全対策に加えてレベル 4（第 4 層）の対応が明確に位置付けられることになり、原子力安全委員会が指摘したシビアアクシデントによる国民や社会環境へのリスクを抑制することを、原子力規制の枠組みで明示した。

東北地方太平洋沖地震に続く津波は、設計想定を大きく上回るものであった。国民の健康や社会環境に大きな影響を及ぼすリスクが潜在する原子力施設は、それを「想定外」として危機管理の外に置くことは認められず、敷地境界付近の公衆及び環境に放射性物質による重大な影響を与えることは許容されない。従って、適切なリスク管理、リスク抑制状態の適切さを評価するにあたり参照される安全目標が原子力規制には必須である。そして、新たな知見や研究成果、内外の運転経験をリスク管理や原子力規制に継続的にとり入れる仕組みが肝要である。

(c) リスクを抑制する目安（安全目標）

国民の健康や社会環境に大きな影響を及ぼすリスクを抑制するため、深層防護にもとづき適切なリスク管理がなされる。そのリスク管理状態をどのように認知すべきかについて、国際的に議論されてきた。多くの国で確率論的な数値として定量的な安全目標が定められ、決定論的な安全規制を補う形で活用されつつある。前項に述べたようにわが国でも、旧原子力安全委員会が安全目標を提案した。原子力安全規制活動によって達成し得るリスクの抑制水準として、確率論的なリスクの考え方をういて安全目標を定め、安全規制活動等に関する判断に活用することが、一層効果的な安全確保活動を可能とするとの判断によるものである。

安全目標は、国の安全規制活動が事業者に対してどの程度発生確率の低いリスクにまで

管理を求めるのかという、原子力利用活動に対して求めるリスクの程度を定量的に明らかにする。公衆のリスクを尺度として安全目標を定めることにより、規制活動の透明性、予見性、合理性、整合性を高めることに寄与し、規制基準の策定など国の原子力規制活動のあり方について国民との意見交換をより効果的かつ効率的に行うことが可能となる。

定性的安全目標はリスクの抑制水準を示すものであり、「原子力利用活動に伴って放射線や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。」とされた。定量的目標は安全の水準を示すものであり、定性的安全目標の達成度を客観的に測るものでなければならない。そこで、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクと事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクをそれぞれ年当たり 100 万分の 1 (10^{-6} / (人・年)) 程度を超えないように抑制されるべきとした。定量的安全目標を、安全確保活動の内容を決めるために用いられるため、定量的目標に適合するような、施設における重大事故の発生確率が性能目標として策定された。性能目標は、内的及び外的起因事象の全体（ただし意図的人為事象を除く）を含めた事故シナリオについて、炉心損傷頻度 10^{-4} / (炉年) 及び格納容器破損頻度 10^{-5} / (炉年) 程度とされた。なお、この数値については、上記の頻度が目標値を下回るかどうかということよりも、合理的に実行可能な限りのリスク低減策が計画・実施されていることを求めるものであるという点が重要である。

福島第一事故を受けて、原子力規制委員会は、発足当初から性能目標に関する議論を行うことを表明していたが、諸外国の性能目標などについて調査を進め、平成 25 年 4 月に以下の性能目標を示した (表 2.1.1-2)。

表 2.1.1-2 原子力規制委員会でまとめられた性能目標
(平成 25 年 4 月 3 日)

	参照値
炉心損傷頻度 (CDF)	10^{-4} [1/(炉年)]
格納容器隔離機能喪失 (管理放出) 頻度 (CFF-1)	10^{-5} [1/(炉年)]
格納容器隔離機能喪失 (非管理放出) 頻度 (CFF-2)	10^{-6} [1/(炉年)]

* 管理放出の際の放射性物質放出量制限値は 100TBq (Cs¹³⁷)

(福島第一事故の際に、環境に放出された放射性物質のおおよそ 100 分の 1)

CFF-1 は、フィルタードベントなどを用いた管理放出を含めたものであり、CFF-2 は非管理放出を念頭に置いたものである。また、放射性物質の管理放出に関しては、100TBq の制限値を示した。

ここに、定量的安全目標とそれに付随する性能目標が提示されたが、定性的安全目標は私たちが受容しうるリスク水準を共有するための基礎となるものであり、定性的安全目標についての十分な議論こそ重要である。原子力規制委員会の提示した目標が、どのような定性的安全目標に基づくのかを明快に示し、国民、社会に浸透されることが重要である。原子力利用活動に伴う公衆と環境へのリスクを合理的に実行可能な限り低くする努力、リスクの抑制水準を定めることの重要性を共有するためには、策定される安全目標が社会に広く受け入れられ関係者に尊重されなければならない。安全目標の策定及び適用に至る各段階で、安全目標の目的や内容、適用法等について、広く国民、社会と対話を続けていかなければならない。

福島第一事故においては、大量に放出された放射性物質により、広い範囲で土地汚染が生じ、結果として長期にわたる避難という極めて大きな負担を周辺住民に強いることとなっている。福島第一事故では、このような長期にわたる避難に代表される社会的リスクの重要性が顕在化する形となった。社会的リスクについては、原子力安全委員会の報告書は以下のように述べている。

「大きな事故が発生した際に生ずる影響には、放射性物質の放散による、集団への健康影響のほかに、土地が汚染して人々の生活空間が制限されるなどの影響があり、これを社会的影響という。社会的影響は、事故による公衆の個人の健康に対する放射線影響という直接的な影響と比べて、定量化が困難である上に、目標とすべきリスクの抑制水準についての議論が進んでいない。そこで、今回の案ではこれを属性とする目標は定めていない。このことは勿論、本専門部会がそうした影響の考察が重要でない」と判断した結果ではない。」

日本原子力学会の原子力基本安全原則においては、社会的リスクに着目し、重大な土地汚染が生じる放射性物質の放出を制限することをリスク抑制の要素の一つとして掲げている。また、チェルノブイリ事故を経験した欧州の主要国の安全目標では、放射性物質の放出量の制限を性能目標の一つとして掲げている。安全目標は、公衆の健康リスクのみでは不十分であり、社会的リスクにどのように向き合うかは重大な課題である。

6) 原子力発電の安全と安全確保の仕組み

(a) 原子力安全の意味

原子力発電所をはじめ、原子力施設には放射性物質（放射能を持つ物質）が内蔵されて

おり、それが放出されるという“潜在的危険”がある。それを顕在化させないようにすることが、“原子力安全”であり、“原子力安全”の基本である。すなわち、原子力施設による放射線・放射能の障害・災害の防止が原子力安全の目標であり、それを設計、製造、建設、運転管理、保守とあらゆるフェーズで安全の確保のための活動を継続して進めるということである。また、原子力発電所の運転は、生活、社会、経済、環境等への影響も考慮することが必要であり、これも原子力安全の範疇と言う認識が定着つつある。そういう意味で、「原子力安全とは」もしくは「原子力安全の確保とは」どういう意味であり、そのために何をすべきか、ということ、検討の過程も公開して公表し、一般公衆の理解を得るとともに、意見を聴く、相互理解が重要となっている。

福島第一原子力発電所の事故により、わが国においても原子力発電の危険性は仮想のものではなく、現実のものであることが認識された。その結果、原子力安全の確保については様々な意見が出されている。ここでは、原子力発電所の安全確保の視点で、どのように原子力安全が確保されているのか、技術的な側面から分析を試みる。

(b) 安全確保のための技術

①固有安全（事故制御性）

軽水炉の核燃料には、核反応に寄与するウラン 235 が 2-4%程度含まれており、残りは、ウラン 238 である。原子炉の出力が上昇すると、燃料の温度が上昇する。温度が上昇するとウラン原子の熱運動はウラン 238 の中性子吸収を促進させ、核分裂連鎖反応は抑制されることになる。軽水炉の燃料は、上記のように大部分がウラン 238 であるため、温度上昇に伴って核分裂の連鎖反応が起きにくくなり、大規模な爆発的反應に至ることはない。また、運転状態において、出力が上昇し、冷却材である水の温度が高くなると気泡が発生し（あるいは密度が減少し）、核分裂連鎖反応が抑制される。このように、炉心の出力が上昇した場合、物理的なメカニズムによって核分裂の連鎖反応が抑制される性質は自己制御性と呼ばれ、原子炉の安全設計における基本的な要件である。

②安全設計の基本

原子炉施設の安全設計の基本は、国際的に共通の原則、すなわち、深層防護に則り、多重障壁、グレーデッドアプローチ（リスクの程度に合わせて対応方法を選択して実行し、目標を達成する方法）、単一故障基準等による異常事象や事故の発生防止、拡大防止、影響の緩和の方策を、具体化することである。

その実現には、機器・設備等を高い品質で作り上げること、信頼できる運転管理が行われること、すなわち設備の製造者と運転を管理する事業者による設計、製造・建設・運転・保守管理の直接的な対応はもちろんのこと、安全規制の各分野に係る規制者の全てを含めて、安全意識を共有し、原子力安全の確保に取り組むことが重要である。

③放射性物質の管理の基本

原子力のハザード源は、放射性物質とそれに起因する放射線である。放射性物質を利用

するにあたっては、基本的にこれを物理的な障壁や区画内に閉じ込めることによって管理を行う。閉じ込めと管理の厳重さは対象とする放射性物質のリスクに依存する。

原子力発電所では、安全確保の原則の一つとして、放射性物質の閉じ込め機能が求められており、格納容器内に閉じ込める、外に漏らさないことが基本とされる。福島第一の事故では、事故の進展により想定されていない個所からの漏えいが発生したこと、また閉じ込め機能と炉心の冷却機能が相反する事態に遭遇し、結果として冷却できず炉心溶融、大量の放射性物質の放出の事態を招くこととなった。

④設計による具体的対応

原子炉における安全の確保は、反応度事故や異常な反応の防止、燃料体の健全性確保、放射性物質の閉じ込め、によって達成される。そのために取られる基本的方策は以下の通りである。

- a) 深層防護：効果の異なる多層の安全対策である。i) 異常事象の発生を防止する設計概念の展開からはじまり、ii) 通常の運用における欠陥の発生から異常事態への拡大、事故への発展を防ぐ設計を具体化し、iii) 事故時の拡大防止・影響緩和・事故後の処置・放射性物質の放出防止と、展開される考え方である。
- b) 多重障壁：多重の物理的障壁による放射性物質の漏えいや流出の防止である。一般的な軽水炉の場合、燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉容器、格納容器、原子炉建屋などにより、放射性物質の漏えいを防止あるいは抑制する。
- c) 立地時の隔離：立地時には、公衆から一定の距離を置くこと（離隔距離）で、放射線災害を防止しているとされてきた。なお、福島第一の事故では、深層防護、多重障壁の機能は効果を十分に発揮することはなかったが、立地時の隔離に関する要件については、課題はあったものの一定の効果はあった。しかし、福島第一の事故を踏まえ、シビアアクシデント時の放射性物質放出量の制限、格納容器隔離機能喪失確率などの性能目標、原子力防災を含めて再検討が必要である。

⑤設計基準事象

発生があると仮定しても原子炉施設の安全を損なうことのない事象を設計基準事象（Design Basis Event）と言う。原子力発電所の各設備や機器の設計において、その機能が適切に作動し、原子力施設の安全が確保されることを確認する条件である。様々な機器やシステムの故障、あるいは運転員の誤操作等によって引き起こされることを想定する事象であり、これに加え、安全機器の故障や電源喪失を仮定して評価を行っても、原子炉施設の安全性を阻害しない設計であることが求められる。

DBE が生じた場合でも、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ事象の過程において他の異常状態の原因となる二次的損傷を生じないこと、放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることが求められ、“原子力事故”に至ることはないように設計される。

⑥アクシデントマネジメント（AM）とシビアアクシデント対策（Severe Accident Management、SAM）

設計基準を超える事態には、アクシデントマネジメント（AM）として、設備や運転員の信頼度、外的ハザードの影響と発生確率などを考慮して、前項（(c)項）で述べた性能目標と整合する形で、あらゆる手段で対応する。基準事象を超える事象の発生は当然ながらゼロにはならない。設計基準を超える事象は、多重の故障・異常事象や多重の誤操作などにより発生が想定され、その確率は極まれであると考えられるものの、一度発生すれば炉心に重大な損傷を起し、放射性物質が異常な水準で放出に至る、もしくは至るおそれがある（一般に過酷事故あるいはシビアアクシデント（SA）と言う）。このような事態では、炉心溶融から圧力容器破損、格納容器過圧・過温破損、そして場合によっては水素爆発、最終的に放射線物質の大量放出に至ることが想定される。

原子力安全確保の観点からは、シビアアクシデントの発生を防ぐことが極めて重要である。福島第一事故の前までは、設計基準を超える事象を「起こらない」ものとしており、「念のため」これらの事象に対する対策が取られていたものの、不十分であった。様々な事態を真摯に想定し、対応策を検討しておくことは安全確保上、極めて重要である。

(c) 潜在的な重大事故の安全対策

福島第一事故の教訓は、重大な潜在的事故が顕在化、すなわち万が一にでも発生した場合には、公衆の安全確保と環境の保護を確実に行わなければならないということである。これは、サイト内の対応となるシビアアクシデント対策、であり、サイト外の対応となる原子力防災である。

この原子力安全の深層防護の第4層（設計事象を超えた過酷事故の発生防止と影響緩和）、第5層（原子力防災）の領域への対応を常に考え、PDCAを回す仕組みを構築することが重要である。これらの対応は、重大な事故対策として極めて重要である。

7) 原子力安全と核セキュリティの関係

福島第一原子力発電所事故の発生により、原子力施設へのテロ行為により今回の事故と同様の深刻な影響を社会に与える事態を引き起こしうることを示した。安全面のみならず核セキュリティ面においても、事業者は安全上のみならず核セキュリティ上の防護について第一義的な責任があることを再認識する必要がある。この上で、事業者、規制行政機関及び治安当局等の関係者は、原子力施設に対するテロ行為が現実であり得るものとして、取組を強化等するとともに、相互に連携して、実効ある対策を講じていくことが必要である。

特に、事業者及び治安当局を含めた関係省庁は、各組織に属する個人も含め、組織文化（安全文化）および「セキュリティ文化」を醸成し、各自が果たすべき責任を認識し、互いの対策の間に見落としが生じないようそれぞれが果たすべき責任の範囲を拡張的に捉え、継続的に対策の見直しと改善に取り組むべきである。

(a) 原子力安全と核セキュリティの共通要素

原子力安全と核セキュリティには多くの共通要素があり、両者とも人、社会及び環境の防護を究極の目標として原子力施設を防護する。その各々の基本的な目的は人、社会及び環境の防護であり同じものである。また、引き金となる原因が安全についての事象であるかセキュリティについての事象であるかにかかわらず、防護すべき人、社会及び環境において容認できる放射線のリスクは同じである。さらに、この基本的な目的を達成するために適用される考え方も同様である。

安全とセキュリティのいずれもが、基本的に深層防護の方針に沿って達成されるものであり、幾つものレベルの防護を取り入れている。これらのレベルの基本的な性質も安全とセキュリティで同様のものである。両者とも防止が最優先され、次に、異常な状況を早期に検知して、結果として生じる損害を回避するために速やかに対応することが必要である。そして次の効果的な措置となるのが緩和である。最後に、防止、防護及び緩和のための措置が機能しなかった場合に備えて、広範な緊急時計画を整備すべきである。

原子力安全の対策として組み込まれた相補的な核セキュリティの対策の具体例をあげると、2001年9月11日の米国同時多発テロを契機に米国にて10CFR50.54(hh)に基づき、航空機衝突等による爆発または火災によってプラントの大部分が喪失した状況で、炉心冷却、格納容器及び使用済燃料プール冷却を機能させる、または復旧させることを目的とした方策の整備を要求する拡大被害緩和指針(Extensive Damage Mitigation Guideline: EDMG)がある。

これは事故または故障の影響を緩和するための措置であり、放射線リスクを生じるようなセキュリティ破綻の対策であるが、同時に、福島第一原子力発電所事故のような外部事象によって起こった炉心溶融を伴う大規模な事故でも有用である。

(b) 原子力安全と核セキュリティの相反的要素

多くの共通要素があるものの、原子力施設への攻撃や核物質の盗取又は破壊行為、放射性物質の意図的な環境への拡散など、核セキュリティや核物質防護に係る事象は、その起点が防護対策を回避する意図を持って、故意に行われる‘知的な’又は‘計画的な’行為に基づくものである。このような、意図を持って故意に行われる悪意のある行為(核テロ)によるリスクに対応した核セキュリティの対策には、自然現象や施設・設備の故障、その他の内部的な事象又は障害、又は人的過誤によって引き起こされる意図しない事象から生じるリスクに対応した原子力安全の対策とは、全く異なるアプローチが必要である。このことから、原子力安全と核セキュリティは、基本的には別の体系として防護措置を講じることが必要となる。

内部脅威対策としての、核物質又は原子力施設に係る機微情報を取り扱う者や枢要な施設・設備にアクセスする者の管理やその信頼性確認なども放射線リスク源へのアクセスを

制限し、リスクを低減する意味で有用である。しかし、核セキュリティ上の理由で遅延障壁を設けると、安全に関わる事象に対応するために従事者が施設に迅速に立ち入ることが制約され、または、緊急時の従事者の退避が制約される可能性がある。

安全システムとセキュリティシステムは常に作動可能である必要性から、サーベイランスや検査、保守作業の際には、安全機能又はセキュリティ機能を作動不能にする場合にそれを補償する手段を用意する必要がある。例えば、保守作業のためにある区域への電源を遮断する際は、セキュリティ目的で使われるサーベイランスシステムが使えなくなる可能性があるため、補償的なセキュリティ手段を使う必要があり、安全とセキュリティの機能を協調させることが必要となる。

安全とセキュリティの両面にわたって品質保証活動を行うことが必要であるが、例えば、機密情報の管理は特にセキュリティ上重要である。他方、安全に係わる事項に関しては説明責任として透明性が重要であるため、これら両者を考慮した品質保証活動でなければならない。

国は脅威の特定に関しては直接に関与し、テロリストの行為に対する対応について支援を行う必要がある。そのため、セキュリティにおける国の役割は安全上の異常事象に関する役割と同じではなく、関与の仕方も異なる。また、武装したテロ組織等に対抗し得る組織は治安当局に限定されること等、セキュリティに係る要員は、工学又は機械類の保守や運転に関する専門知識に重点を置いてはいるが、むしろ一般の人に近いプラントの一般職員とは異なるスキルが要求される。

(c) 原子力安全対策と核セキュリティ対策のあり方

このように、原子力安全と核セキュリティとの関係は、どちらか一方が他方を完全に内包するような包含関係にはなく、安全対策とセキュリティ対策には相反的又は相補的である場合がある。このため、安全のための対策と核セキュリティのための対策は、セキュリティの対策が安全を損なわないように、また、安全のための対策がセキュリティを損なわないような統合的な対策として計画、実施しなければならない。これは、安全とセキュリティの間のインターフェースを改善・強化しなければならないことを示している。安全対策とセキュリティ対策のそれぞれを所掌する組織がお互いに情報共有や意見交換を怠らず、この2つの分野ができるだけ相乗効果を産み出すように、また、セキュリティ対策が安全対策を、安全対策がセキュリティ対策を損なわないように努めるべきである。

(2) 深層防護の適用

深層防護は、原子力安全の最も重要で基本的な考え方あるいは概念であり、安全の確保に関して、さまざまな方策の適切な組み合わせを示唆するものである。

歴史をたどれば、米国のスリーマイル島原子力発電所の事故で、設計基準により安全を

確保するという考え方は不十分であるとの指摘から、深層防護の重要性が再認識された。今、福島第一事故の経験を踏まえて、深層防護の有効性を評価し、深層防護をさらに深めていくべき部分、安全を確保するための今後の取組みとして求められている点を論じる必要がある。

深層防護に基づき、福島第一事故の教訓が導き、福島第一事故を踏まえて深層防護に係るいくつかの重要な問題を浮き彫りにすることができる。深層防護をリスク評価の観点からながめることで安全確保に係る有益な洞察が得られる。深層防護は、原子力安全において公衆と環境を防護するための有益な戦略である。

1) 安全確保策と深層防護の関係

安全確保の最大の目的は、原子力施設の周辺における公衆を、放射線災害から護ることである。その基本となる考え方が深層防護 (Defense in Depth) である。深層防護とは、ひとつは多層の安全対策を用意しておくことであり、もうひとつは、各層の安全対策を考える時には、全体として自立した有効性 (Independent Effectiveness) をもたせることである。多層の安全対策を用意する理由は前段の対策がどのように嚴重なものであっても不確かさによりそれが突破される可能性を否定できないからであり、その不確かさに備えるためである。自立した有効性を求める理由は、いずれかひとつの層に過度に依存することがクリフエッジの原因になるためである。いずれかあるいはいくつかの層が機能しないとしても、多層全体として防護がなされることが独立した有効性の意味するところである。このとき、それぞれの層の厚さと必要な層の数は、対象とするハザードの性質と不確かさの程度に依存する。

原子力発電所についての深層防護は、一般には次の 5 つのレベルからなるとされている。

第 1 層：異常・故障の発生防止。

第 2 層：異常・故障の「事故」への拡大防止。

第 3 層：「事故」の影響緩和。

第 4 層：「設計基準を越す事故」への施設内対策

第 5 層：公衆と環境の防護のための防災対策

ここで「事故」とは「設計基準事故 (Design Basis Accident : DBA) 」のことである。「設計基準を越す事故 (Beyond DBA : B-DBA) 」としては、DBA は超えたがまだ炉心溶融には至っていないものから、炉心溶融が起きてしまったもの (シビアアクシデント) まで含まれる。B-DBA も含めて、シビアアクシデントに至る前までを第 3 のレベル、シビアアクシデントに至ってからを第 4 層と分類する人もいる。いずれにしても、第 4 層は設計基準を超えた状態であるから、ここでの対策はアクシデントマネジメント (AM) が中心である。なお、AM のための施設外対応 (資機材の搬入とか、福島第一の事故後に新たに考えられている可搬式安全設備の用意など) は第 4 層に分類される。第 5 層は原子力防災対策である。

深層防護に基づく安全確保は、単なる設備設計の要求だけでなく、不断の設備管理から

万一の事故における適切な管理・運用を含むものである。その結果として十分な安全性が確保されたかは、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment：PRA）などを用いて確認される（時として、深層防護かリスク情報活用かという二者択一的な議論がなされることがあるが、PRA は、むしろ深層防護がどれ程適切に達成されているかを測る手法である）。

福島第一の事故では、設計の想定を超えるような地震や津波によって、安全機能を有する機器等に共通原因故障が生じ、その結果として炉心が熔融し、大量の放射性物質が環境中に放出された。このことは、外的事象に対して深層防護対策の考え方に則った対策がなされていたのかという問題を提起した。

2) 深層防護の位置づけ

深層防護は原子力安全の最も根本的な安全の論理である。そのことは IAEA の 132 件の安全基準の最上位に位置している安全原則(SF-1)の中の原則 8「事故の防止」の中で「事故の影響の防止と緩和の主要な手段は『深層防護』である」と明記されていることにも示されている。このため、世界の主要原子力利用国ではこの深層防護を国内でどう適用するのかを記述した規制図書が安全規制図書の中でも高い位置を与えられている。日本原子力学会では 2012 年 11 月に公表した「原子力安全の基本的考え方について」の中に IAEA の深層防護の考え方を詳述している。

3) わが国の深層防護の受け止め方の変遷

今回の事故の直接原因は設計想定を超えた津波に襲われたことと、過酷事故対策の不備であるが、わが国はなぜ津波対策と過酷事故対策が不備だったのであろうか、その根本原因を、わが国における福島第一事故以前の深層防護の受け止め方が誤っていたと考え、昭和32年に始まったわが国の原子力の歴史を遡って検証する。原子力安全白書での深層防護（多重防護）の記述の変遷（1991年までの原子力安全年報を含む）の説明の変遷は以下の通りで、およそ3つの時期に分類される。

- ① 第1期(1961～1994年) 第3層までしか説明されず、第4層、第5層の説明は無い。
- ② 第2期(1995～2002年) 深層防護の説明が毎年変化している。
 - ・ 1995年：過酷事故（SA）の発生可能性が現実には考えられないほど低い、と記述
 - ・ 1997年：事業者の自主的対応として過酷事故（SA）対策を実施している旨記述
 - ・ 1998年：事故発生があるものとして対策を講ずべきことを記述
 - ・ 2000年：「絶対に安全」とは誰にも言えないとし、初めて第4層、第5層を記述
 - ・ 2002年：第4層、第5層を記述し、事故管理のためのアクシデント・マネジメント（AM）の必要性を説明
 - ・ 2003～2004年：第4層、第5層の記述が消えて、再び第3層までのみの説明に戻る
- ③ 第3期（2005年以降） 深層防護の説明そのものの記述無し

4) 福島第一事故を踏まえた深層防護の分析

(a) 福島第一事故における特に重要な問題点

福島第一事故で露わになった課題は、深層防護の全てのレベルに関係している。そこで、深層防護のレベルごとに課題を整理した。

第1層は、そもそもの発端となる異常や故障等のトラブルの発生を防止することである。そのためには、実証された技術に基づいて十分裕度のある設計を行うこと、必要に応じ地震や飛来物等の個々の外的事象に対する防護設計を行うこと、高い品質管理システムに基づいて保守管理を行うこと等が図られる。しかしながら、福島第一事故では、設計基準を超える津波によって、多数の安全設備が同時に機能喪失した。

第2層は、トラブルが起きた場合にそれを直ちに検知して対応することにより、それが事故に発展するのを防ぐことである。具体的には、運転パラメータがある許容範囲を超えた時に制御棒を自動挿入して原子炉を停止すること等である。これについては、現時点までに問題は指摘されていない。地震後津波が襲来するまでは、地震計の作動によって原子炉は自動停止し、外部電源喪失にはなった（運転時の異常な過渡変化の状態になった）が、いずれの非常用ディーゼル発電機（D/G）も立ち上がって、施設は設計の想定どおりに制御された。

第3層は、万一の事故に備えて、その影響の緩和を図ることである。例えば、原子炉冷却系の配管が破断し、冷却水が流出して炉心が空焚きになるような事故（冷却材喪失事故、Loss-of-Coolant Accident : LOCA）に対して非常用炉心冷却系（Emergency Core Cooling System : ECCS）を用意しておくこと、また、放射性物質の環境への放出を防ぐために頑丈で機密性の高い格納容器を用意しておくこと、格納容器が内圧によって破損するのを防止するために格納容器冷却系を用意すること等がこれに対応する。福島第一では号機によって程度の違いはあるが、交流電源、海水冷却系、さらに直流電源まで喪失して、多くの安全設備が働かず、炉心が溶融する事故に至った。また、全交流電源喪失事故（SBO）については、原安委の設計指針に「長時間のSBOは考慮しなくて良い」と書かれていた問題も露になった。

第4層はアクシデントマネジメント（AM）策であり、万一設計基準を越すような事故状態になった時に備えて、それがシビアアクシデントになるのを防止するための対策（フェーズ1のアクシデントマネジメント-AM策）、シビアアクシデントになってしまったあとにその影響を緩和するための対策（フェーズ2のアクシデントマネジメント-AM策）が用意されていた。こうしたAM策の幾つかは、事故時に有効に働いた。しかし、幾つかのAM策は、地震や津波が施設内外にもたらした影響や、シビアアクシデントがもたらした環境条件、特に、高い放射線線量のため、予定していた効果を挙げられなかった。

第5層は原子力防災対策である。わが国の防災は実効性がないものであったが、特に、組織間連携にも問題があることが如実になった。また、1999年の東海村JCO事故の反省項目、たとえば災害弱者への配慮の問題も事故後10年以上経過していたにも関わらず対策が打たれる放置されていた。

このように多くの問題が同定されているが、福島第一事故の問題として特に重要なものとして次の3つが挙げられる。

まず、外的事象、特に、自然現象に対する防護が十分でなかった。低頻度事象まで考えても十分な裕度をもった「設計基準ハザード（DBH）」を設定すべきところ、津波については十分な想定がなされていなかった。深層防護の第1層に相当するものは、機器故障の発生防止である。旧原子力安全委員会の設計指針において、「IV. 原子炉施設全般」（指針1～10）は、安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下、「機器等」）が高い信頼性を有すべしという要求である。そこには、指針2～5として、「自然現象」、「外部人為事象」、「内部発生飛来物」及び「火災」という、施設内外の個々の誘因事象について、設計上の考慮をすべきであるとされている。個々の誘因事象に対してはそれに応じた安全設計が必要であり、地震動に対しては個々の機器等について裕度をもった耐震設計が必要であるし、津波に対しては適切な能力の防潮堤や建屋の水密化などが必要である

次に、シビアアクシデント対策として用意されていた「アクシデントマネジメント（AM）」の信頼性が十分ではなかった。「設計基準」を超える事態が発生した場合には、AMにより、シビアアクシデントの発生を防止し影響を緩和することになっていたが、地震

動及び津波の結果として起きたシビアアクシデントが、施設内及び施設周辺にもたらす環境条件等を十分に考慮していなかったため、実際の事故条件下での AM 実施が困難となった。深層防護の第 4 層は、シビアアクシデントに対する AM である。福島第一事故では地震と津波でプラントの主要設備に共通原因故障を誘発された結果、予め考えていた AM の設備や運用が困難を極めた。さらに、サイト全体が被災することにより、施設へのアクセスや必要な機材の輸送、搬入が困難を極め、コミュニケーションにも障害が生じたために必要な情報の共有や有効な連携活動に支障が生じた。したがって、想定外の自然災害が発生した後の AM では、自然災害が招く特有の障害についても配慮をした対策を考えることが重要である。

最後に、「想定を超える事象」への「柔軟な対応策」が欠如していた。事前にどんなに考えたとしても、安全対策には想定漏れがあり得ることを考えれば、最悪の事態を避けるために、可動式の安全設備などを用意しておくべきであり、米国では既にそうした対応（“B 5 b”と言われる過酷事故対策）もなされていたが、わが国ではなされていなかった。福島の事故は、発生頻度は低いが大きな被害を及ぼす自然災害に対して適切な深層防護設計とは何かという問題を改めて提起した。既に述べてきたように、原子力の安全は、「深層防護」を原則として工学的にそれを実現しようとするものであり、内的事象に対してはかなり十分な体系が確立していると考えられる。今回の福島第一事故を見るまでもなく、自然災害を含む外的なハザードには深層防護の設計に十分さが無かったと考えられるが、その理由は、プラント内の設備の範囲では、合理的で有効な対策手段が考えられなかったと考えられる。すなわち、地震が想定を遥かに超えてしまうと、原子炉建屋内に設置された設備は共通の原因で機能が喪失してしまう可能性があるし、津波の場合も建屋の水密化を強化するにしても、想定範囲を超えて浸水すれば、やはり共通の原因で機能の喪失を招くことになる。このような発生頻度が非常に稀なところで、大きな被害を招く深い“クリフエッジ”に備える柔軟な対応策が求められる。

(b) 深層防護による安全確保

深層防護は、福島第一事故前後で変わることのない安全の原則である。

以前より設計基準事故を超えるシビアアクシデントのリスクは認識されており、内的事象を対象としてアクシデントマネジメント策が整備されていた。しかし、福島第一事故では、自然現象、特に津波に対して十分な防護がなされていなかったことが明らかとなった。設計条件を超えた自然現象は、一度に複数の機器等に対する共通原因故障を引き起こしうる。たとえ発生頻度が低い事象であったとしても、いったん起こってしまえば大きな被害をもたらすクリフエッジが顕在化することにある。

福島第一では、設計のために想定されていた規模を超える津波によって、安全のための機能を有する多くの機器等が共通して機能を喪失した。

自然現象に伴うシビアアクシデントのリスクが、内的誘因事象によるリスクに比べて大きいことは、既に確率論的リスク評価の専門家により評価されていた。しかし、外的事象に対処する設計基準が不十分であった点、注水・冷却系の多様性、アクシデントマネジメント策の実効性、緊急防護措置の実施等の多くの課題があったことから明らかなように、深層防護の各層が独立して有効なものとなっていなかった。

一方、福島第一以外の被災した原子力発電所では、津波によるリスクを回避するための意図をもって敷地高さを決定する、不十分ながらも新たな知見に基づいて防護すべき津波高さを順次見直すなどの対策をとっていたことが、結果としてシビアアクシデントを回避することにつながっている。

もう一つの重要な指摘は、設計基準津波の基盤となるリスクについて、専門分野間の共通認識を得るためのコミュニケーションが不足していた点である。これは原子力安全を確保するという目標を共有していなかったことと言えよう。原子力安全の側から、津波に関する専門家に対して、設計基準ハザードを定量的に示しこれに対応する津波の高さ等についての深い情報交換を進め、これに基づいた基準の改訂等を進めることが必要であった。

(c) シビアアクシデント対策とその実効性の確保

自然現象に対する防護レベル設定とこれに基づく安全対策の実施には、いくつかの困難さが伴っている。設計基準を超えて、シビアアクシデントの領域に至ったとしても、起こりうるシナリオを事前に網羅することは困難であると言わざるを得ない。この場合には、可搬式設備などで柔軟性、融通性をもった対応を行うとともに、多様なAM策を進めるために、組織と人間に責任感と適切な判断力と統率力が必要となる。

福島第一事故では、用意されていたAM策に実施上の困難さが伴った。例えば、高い放射線環境での様々な作業には時間的空間的制限があり、運転員には制御室での居住性にも大きな制約がもたらされた。また、AM策として用意されていたものの中には、ある事故条件下で必ずしも容易に実施できないものがあった。

深層防護が原子力安全の原則であるためには、施設内、施設外を含めた多重、多段の安全確保がなされることに加え、マネジメントの実効性を確保するための方策の検討を行い、それらの不断の見直しを行う枠組みが必要である。

5) 深層防護の概念の深化と今後の取り組み

(a) 設計基準内を逸脱する事象に対する備え

設計では、設定した様々な設計基準事象に基づいて安全設備などさまざまな手段を体系的に用意する。一方、過去に発生したシビアアクシデントはいずれも設計基準事象で想定したシナリオを逸脱するものであった。ヒューマンファクター、外部事象が関与する多重故障による安全機能喪失などがその原因である。すなわち、定められた設計基準事象に対

して備えるのみでは、質の高い安全を達成することはできないと考えるべきであり、設計基準事象の想定の不完全さに配慮する必要がある。このことは、設計基準事象体系の枠組みの構築が大切であることに加え、それを逸脱する事象に対する備えが必要であることを示唆している。設計基準事象に関わる不完全さに対する備えがあれば、適切なリスク管理が可能となる。

(b) 深層防護の概念

そもそも深層防護の概念は、放射性物質と環境の間に放出を防止する多重の物理障壁を置くという考え方から始まった。現在は、物理障壁そのものとその障壁をまもる補助的手段からなる、より一般的な多重の構造（いわゆる防護“層”）を含むものとされている。深層防護は、設備の故障や人間の過誤は当然発生するものとして、なおかつ安全裕度をもたせて高度の安全を確実に達成することを確保するものである。

深層防護では、まず保護する対象を明確にする必要がある。放射能による公衆への有意な悪影響（公衆の健康影響と生活影響）を未然に防ぐために、その悪影響が起きないように原子力発電所の安全設計を行い、安全機能や事故想定の不確かさに備えてアクシデントマネジメント策の整備などの安全確保活動を実施し、そして安全確保活動が有効でなかったときに深刻な影響が公衆に及ばないように事前の準備と対応策の検討を行う。こうして、安全目的の達成に係るあらゆる安全確保活動の不確かさに対して効果的な備えを行う概念が深層防護である。

(c) 深層防護を実現する5つのレベル

深層防護の概念では、provisionsが重要な役割を果たす。ここで“provision”は重要な概念であり広い内容を含意する。日本語にすれば“備え”と訳すことが適切である。Safety Report Series 46 16)によれば、当該メカニズムが発現することを防止するための安全機能の性能に寄与するような、固有のプラント特性、安全裕度、システム設計設備や運転手順などの、設計と運転で実践される手段が“備え”である。INSAG-31)には、設計の“備え”という言葉が使われている。また、“事故影響の緩和に対する”備え”は深層防護の概念を事故の防止の外側にまで拡張する。事故影響の緩和の“備え”は、アクシデントマネジメント、工学的安全施設、施設外の対策（countermeasure）の3種類である”と述べている。

深層防護を実現する方法は“備え”を適切に配置することである。重大な事故の発生を防止するための“備え”、重大な事故が発生したときに影響を緩和するための“備え”、放射性物質が敷地外に放出される事態に至るような場合に公衆と環境を護るための“備え”である。これらの“備え”は目的に応じて階層的に適用することができる。例えば、シビアアクシデントの発生を防止するために、①施設に影響を与えるような外乱（異常）を発生させないこと、②外乱が発生したときにそれを検知するとともに原子炉保護系を設

けて異常の拡大を防止するとともに影響を抑制すること、③原子炉保護と影響抑制に失敗したときに炉心が著しく損傷しないように工学的安全設備を設置することを備える。このように深層防護を適用すれば、シビアアクシデントの発生防止という障壁の信頼性を高く設計することができる。

安全確保に係る活動は全て、それが組織に関するもの、行動に関するもの、設備に関するものであれ、関連する“備え”を多層に用意することに基づいている。防護の多層レベルというこの考え方は、深層防護の中軸となる特徴である。

実効的な安全確保のためには、原子力利用の目的、安全目標、安全の原則、安全設計指針、具体的な設計方法などの様々なレベルの要素が一貫性を持って整備される必要がある。それぞれが、深層防護の概念とどのような関係にあるのか、安全設計の要求が深層防護の概念と適合しているのかをその都度確認しなければならない。

深層防護は上述のように5つの層で構成されるとされることが多い。第1層から第3層は、プラントが未だ損傷していない状態あるいは設計基準を逸脱していない状態である。これを、シビアアクシデントの発生防止という1レベルとみなせば、三層の深層防護が定義できる。公衆と環境を護ることを目的とし、原子炉（炉心）内に放射性物質を閉じ込めておくことが第一層になるという考え方である。第1層が工学設計による備え、第2層が事故管理による備え、第3層が防災による備えである。安全設計ではこの三者をバランスよく強化することが大切である。安全評価はこの三者の達成度を定量的に評価する作業である。そして、これに必要な安全規制と安全要求のあり方を定めなければならない。

福島第一事故を受けてわが国では深層防護の第3層までしか考えていなかったと批判されることが多い。しかし、実際には、わが国でもアクシデントマネジメント（第4層）と原子力防災（第5層）を実施していた。問題だったのは、設計基準を逸脱するような事故は現実的に考えがたいとして、第3層から第5層をひとまとめにして考えていた点にある。そして、特に第3層を極めて重視していたがゆえにそれがクリフエッジとなっていたことこそ問題の本質と考えられる。これは、工学的安全設備を設置して炉心損傷を防止すること、また格納容器により放射性物質の環境放出を防止することを考えておけばよい、換言すれば安全設計を強化することによって深層防護の目的を成し遂げるという考え方である。これは先に述べた自立した有効性という要求事項を満足しておらず、第3層に過度に依存した不適切な深層防護と言える。

(d) 深層防護に関する教訓のまとめ

福島第一原子力発電所事故のように公衆と環境に重大な影響を及ぼす深刻な事態を決して再発させないため、深層防護を理解しそれをもって安全確保の達成度を常に評価することが不可欠である。放射能が公衆へ有意な悪影響をもたらさないようにするために、シビアアクシデントの発生防止、シビアアクシデントが発生した場合の影響の緩和と敷地内抑制、敷地外に影響が拡大した場合の緊急時の対応が必要である。一般的に述べれば、防護

する対象に脅威を与える事故の発生防止、事故緩和の影響抑制、緊急事態への準備と適切な対応が、深層防護の重要な三要素である。

深層防護は安全確保のための概念であるから、外部事象や人的事象などの極端事象にも一般的に対応可能である。これらの事象に対する深層防護の有効性を確認するために、決定論的方法と確率論的方法にどのような役割を担わせるべきかは、十分に考察を深めるべき課題である。確率論的リスク評価は不確かさを明示する方法論であり、不確かさに対する備えである深層防護の有効性評価に不可欠であることは明らかである。

(3) 原子力システムの安全系

1) 工学的安全施設の体系

沸騰水型原子炉（BWR）の場合、工学的安全施設は、非常用炉心冷却系（ECCS）および原子炉格納施設から構成される。

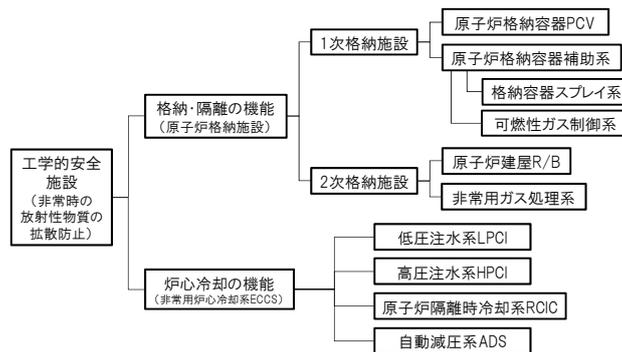


図 2. 1. 1-3 工学的安全施設（一般的な BWR の場合）

原子力発電所の設計では、1次冷却系の配管が破断する冷却材喪失事故（LOCA）が発生しても、非常用炉心冷却系（ECCS）が機能し、冷却水を原子炉圧力容器に注入することで、圧力容器の破損を防止することが要求される。

非常用炉心冷却系（ECCS）は、炉心冷却機能と原子炉減圧機能を持つように設計される。炉心冷却機能には、原子炉が高圧の際にも注水ができる高圧注水系と、減圧後に注水できる低圧注水系がある。

原子炉減圧機能は炉心冷却のための注水を促進するためために設ける。冷却水注水あるいは原子炉蒸気放出（自動減圧系）により減圧を行う。

2) 安全機能にかかわるシステムーフロント系とサポート系

原子力発電所の設備には、安全にかかわる重要な設備（フロント系）と電源等それをサポートする設備（サポート系）がある。原子力安全を考える際には、これらのシステム（系統）や機器毎の役割・機能および機器間の関連を明確に捉える必要がある。ここでは、個別機器の機能を原子力安全に関わる機能に分類したものを示す。全体としての系統が持つ重要な「原子力安全」に係る機能には、重要なものとして次の3つの機能がある。すなわち、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の機能である。

- ・バウンダリ機能・・・「閉じ込める」
- ・冷却機能（炉心冷却を中心とした）・・・「冷やす」
- ・制御機能（炉停止を含む、核反応制御を中心とした）・・・「止める」

また、これらの機能に共通する重要な機能として電源が挙げられる。これらの機能を中心に、それぞれの系統が機能を分担すると同時に重複していることで安全機能が更に充実される。

ここでは、個別機能を深層防護との関連で分類し直したものを示す。システムを構成する機器などを明確にしつつ、そのシステムの機能を分析したが、その結果、それぞれの機能に寄与する機器や配管等の構造物、計装制御機器、電源機器などが明確になる。これを深層防護との関連でまとめることで、機能喪失との関係が明確になり、システムとしての安全の評価につながる。

それらの機能を構成する要素である機器やその他の、劣化要素を明確にすることが必要である。すなわち、機器では核反応制御機能としての制御棒駆動機構のスクラム時間が劣化要素となるものであり、非常用ディーゼル発電機（EDG）の起動時間も同じである。構造の主要な要素である配管では、バウンダリ機能が主要な機能である。

この深層防護の観点で、機能喪失をバックアップする展開も評価できる。

冷却機能では、通常系の給復水系（第1層）が損傷すると、通常系の原子炉隔離時冷却系（RCIC）が働き、制御棒起動機構（CRD）系が作動し、高圧非常用炉心冷却系（ECCS）がバックアップし、次にいわゆる非常系の非常用炉心冷却系（ECCS）が作動、それでもだめなら、アクシデントマネジメント（AM）設備が作動する、という流れが見えて来る。

同様に、制御機能では、原子炉の緊急停止・未臨界維持（制御棒による）、次にホウ酸水注入系による未臨界維持が働き、最後にAM設備が作動する。

今回の福島第一の事故では、この共通系の電源系が大きな要素となっており、これが多重化・多様化の効果・役割が果たせなくなると、一気にAM設備に機能が移り、その役割が大きくなった。

表 2.1.1-3 原子力プラントシステムにおける系統と要求機能の例

機能	サブ機能	構造物、システムまたは機器		分類
		PWR の例	BWR の例	
バウンダリ機能の例	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く）	バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く）	PS-1
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	過圧器安全弁（開機能）	逃し安全弁（SR 弁）の安全弁機能	MS-1
	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へいおよび放出低減機能(1)	原子炉圧力容器、アニュラス、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス空気再循環設備	格納容器（PCV）、PCV 隔離弁、PCV スプレイ冷却経、可燃ガス濃度制御系（FCS）	MS-1
	放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へいおよび放出低減機能(2)	安全補機空気浄化系、可燃ガス濃度制御系（FCS）	原子炉建屋（R/B）、非常用ガス処理装置（SGTS）、非常用ガス処理系排気筒（排気管支持機能）	MS-1
冷却機能の例	炉心形状の維持機能	炉心支持構造物、燃料集合体（燃料を除く）	炉心支持構造物、燃料集合体（燃料を除く）	PS-1
	原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（余熱除去系、補助給水系、SG2 次側隔離弁までの主蒸気系、給水系、主蒸気安全弁、主蒸気逃し弁[手動逃し機能]）	残留熱を除去する系統（RHR 系、RCIC 系、HPCS 系、逃し安全弁（SR 弁）、自動減圧系[手動逃し機能]）	MS-1
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低压注入系、高压注入系、蓄圧注入系）	非常用炉心冷却系（RHR 系、HPCS 系、LPCS 系、ADS）	MS-1
制御機能の例	過剰反応度の印加防止機能	制御棒駆動装置圧力ハウジング	制御棒（CR）カップリング	PS-1
	原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系	スクラム機能	MS-1
	未臨界維持機能(1)	原子炉停止系	制御棒（CR）/制御棒起動機構（CRD）系	MS-1
	未臨界維持機能(2)	原子炉停止系	ほう酸水注入系（SLC）	MS-1
その他の例	工学的安全施設および原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	安全保護系	MS-1
	安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室およびその遮へい、換気空調系、原子炉補機冷却水系、直流電源系、制御室圧縮空気設備（いずれも MS-1 関連）	非常用所内電源系、[（関連系）ディーゼル発電機（DG）燃料輸送系、DG 冷却系]、制御室およびその遮へい、非常用換気空調系、非常用補機冷却水系、直流電源系（いずれも MS-1 関連）	MS-1

表 2.1.1-4 機能分類の深層防護への展開の例

	バウンダリ機能	冷却機能	制御機能	その他(共通機能)
第1層	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ(PS-1) 原子炉冷却材を内蔵する(PS-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する(PS-2) 放射性物質放出の防止(MS-2) 原子炉冷却材保持(PS-1/2以外)(PS-3) 放射性物質の貯蔵(PS-3) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への拡散防止(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心形状の維持(PS-1) 通常時炉心冷却(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過剰反応度の印加防止(PS-1) 原子炉冷却材の循環(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料を安全に取り扱う(PS-2) 電源供給(非常用を除く)(PS-3) プラント計測・制御(1)(2)(3)(安全保護系除く)(PS-3) プラント運転補助(1)(2)(PS-3) 原子炉冷却材の浄化(PS-3)
第2層	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止(MS-1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり(PS-2) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱(MS-1) 制御室外からの安全停止(MS-2) 原子炉圧力の上昇の緩和(MS-3) 原子炉冷却材の補給(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止(MS-1) 未臨界維持(制御棒による系)(MS-1) 未臨界維持(ほう酸水注入系)(MS-1) 出力上昇の抑制(MS-3) 	
第3層	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減(PCV)(MS-1) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減(R/B)(MS-1) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却(MS-1) 燃料プール水の補給(MS-2) 		<ul style="list-style-type: none"> 事故時のプラント状態の把握(MS-2)
第4, 5層 (*)	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(PCVベント)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(補給水系)(MS-3) 過酷事故対応(消火系)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(ほう酸水注入系)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握(1)(2)(3)(MS-3)

(4) プラント設計

原子力発電システムは、一般の製品と同様に仕様書の要求に基づき設計され、建設、運用に供せられる。その信頼性、安全性は、理論や法令、規制基準に基づき確保されている。その基盤となる考え方は、「原子力安全」を確保する思想であり、「深層防護」によるその確保の方法である。このような仕組みであることを認識して、各組織それぞれの役割を果たさなければならない。ここで改めて「設計」の範囲を確認する。設計とは、その時点で想定される運用に適切に適用するためのものであり、使用中の安全を担保するものであり、要求仕様に基づき要求性能を満足し、「原子力安全」が確保されるように、設備の健全性を確認する為の解析評価などを行うことである。それにより設備を製造、建設し、運転、保守を行うための計画や全体を整合させ構成し、図面や手順書などとともに設計図書として集約する。

このような視点から今回の福島第一原子力発電所での原子力事故を分析した。

1) 設計基準事象と設計基準、設計の基本的考え方

設備としての原子力発電プラントの設計において、安全設計はシステム設計の一環として炉心設計と合わせて行われる。「深層防護」の考え方を適用し、防護レベル全体を通し

て原子力安全確保を図る設計への取り組み全体を整合させて考えるのが「安全設計」であり、それを受けてプラントの設備を論理的に構築するのが設備設計である。これまでの設計は、安全設計は主に第3層のレベル3までを中心に安全確保の仕組みを検討してきており、「設計基準」を定める設計基準事象が重要な位置づけを持っていた。設備設計は、レベル1－3を対象としており、この中で適切な仕様の設備を備えることで安全設計の要求を満足するプラントのシステムの構築や構造を作りあげることにより原子力安全を確実に維持することを目指してきた。

様々な事象、特に外的事象としての自然現象への対応についてのこれまでの考え方は、特に定めたものはない。地震動に対しての設備設計を見てみると、国の基準で明確に対応が求められており、評価法を定めている。設計に用いる基準は以下のように考えられてきた。自然現象の脅威を過去のデータを基に科学的に想定される範囲で保守的に扱い、不確実性を考慮して多少の設計基準を超える事態にも構造健全性が確保されるように、設計基準を定量的に定めてきた。十分に余裕のある設計が行われ、この設計に基づき、製造、建設が行われてきたのである。しかし、これは地震動の脅威に対してのみであり、他の自然現象、例えば竜巻、火山の爆発、隕石の落下などの脅威については、ほとんどの場合、このようなデータに基づく評価は行われてこなかった。今回の事象である津波に関しては、ようやく解析技術が得られ、技術の進歩に従い、発電所が受ける津波の脅威についての評価の見直しが進みつつあった。

2) 東京電力福島第一原子力発電所の原子力事故における設計の課題

以下に福島第一で発生した事故での設計上の問題、課題についての分析と対策を検討した。

(a) 安全設計の課題と分析、対応策

わが国の原子力発電所の設計においては、「深層防護」の第3層までにおいて、“止める”、“冷やす”、“閉じ込める”、を確実にすることが主要な考え方であった。福島第一の事故において、津波来襲以前には、これらに対してはほぼ適切に対応できていた。しかし、津波来襲以後の、全「電源」の喪失という事態に対しては、設計の分野として3要素と同様な取り組みが根本的に欠けていたことから、“冷やす”“閉じ込める”の継続的に対応が必要な要素をも喪失する事態を招くこととなり、「電源」が重要な安全確保の要素となることが分かった。これは、極めて重要な教訓である。

発電所の安全設計は、システム設計に活かされ、安全設計で要求したシステムの機能を満足する設計が行われる。システム設計には、機器設計や配管設計、計装制御・電気設計など含まれ、全ての機器類が統括される。福島第一事故で明らかとなったが、これまでのシステム設計においては、異常時、事故時の安全確保に電源や電気システムまで、さらに総合した評価に取り組んでこなかったことが重要な要素の一つと考えられる。

今回の事故の起点は、津波による全ての電源の喪失と電気系統の機能喪失であり、予備機や可搬機の支援も難しい状況を生んだこと、また計装系と電源系の安全確保の齟齬によりパッシブ（電源不要）設備の有用な機能が活かされなかったことなどにより、引き続き重大事故への展開となってしまった。

パッシブな非常時の炉心冷却機能を有する IC は、本来は電源が不要なシステムといわれるものであったが、系統の配管破断に対する安全確保である隔離機能の要求と炉心冷却機能の要求が相反する要求であり、どちらを優先すべきかの考え方の整理ができておらず、結局、いずれの機能も有効に働かすことはできなかった。

また、BWR の減圧には、圧力容器からベント、格納容器からのベントを行わなければならないが、弁の作動には電源や作動ガスの供給が必要であり、異常時を想定した対応がとられておらず、AM策が間に合わず事態を深刻な事態に展開させてしまった。

一方、安全設計は常に見直し、確実に対応しなければならないと理解し、定期安全レビューを行い最新の技術を取り入れ改善する仕組み（PSR）を制度として持っていたが、生かすことができなかった。

これからの安全設計においては、必要な機能を評価する“システム安全”の考え方を安全評価に導入することが必須であり、そのための仕組みを構築し、確実に実行できる深層防護の考え方による取り組みが必要である。

(b) 設備設計の課題と分析、対応策

設計基準事象としてはLOCAなどの内部事象を中心に、設備を厚くすることで確実に安全を確保することを目指した設計が進められてきた。

外部事象に対しては、地震動への対応が主体であり、津波に対しては十分には目を向けてこなかった。自然現象は必ずリスクを伴うものであるが、正確な評価は難しく自然現象による原子力災害のリスク評価には十分に組み込んでこなかった。ようやく地震動に対しての残余のリスク評価に取り組み始めたところであった。最新の学術への取り組みを積極的に行っていかなければならない。

これまでは、設計基準は超えないことが前提で安全確保に取り組んできた。しかし、現実として設計基準を超えることが起き、設計基準を超えることへの対応も設計基準への対応と同様に重要であることが認識された。

対応の方法は、すでに地震動評価において取り入れられたリスク評価である。設計である基準地震動を超える場合の「残余のリスク」を評価し、このリスクの低減策を図ることで、安全への信頼を高めるものである。

さらに、基準を超えてしまった場合への対応として、深層防護の考え方が適用される。

それがアクシデントマネジメント（AM）である。AM 領域においても、設計基準を超える事態を想定し、多様性、独立性を考慮した設計により設備を備えることで、AM策として有効に使える設備が準備される。特に、事故時のアクシデントマネジメントでは、異常時

には日ごろ使わない設備を用いる場合が多く、様々な事態を想定して、演習や訓練を徹底しなければならない。

基本的には、要求仕様に基づき設計基準を満足するように、設備は設計、製作、建設される。更に、異常事態を想定した事故時の領域まで、設備設計として踏み込まざるを得ない事態を生んだ。どこまでを設備設計の領域とするかは、これから議論となるが、各層に応じた設備設計のあり方を検討していかなければならない。

(c) まとめ

これまでの「設計」は、設計時点で想定される運用に適切に適用するために、仕様に基づいて要求される性能、設計基準が満足されるように設備を図面化し、運用の手順を策定する範囲で行われてきた。それに基づき「原子力安全」が確保されるように、設備の健全性を確認する為の解析評価などを行い、これらに基づき、原子力発電システムの設備は製造、建設されてきた。特に時間要素を含む、運転、保守、事故などの規定外の動きへの対応などに目を向けてこなかった。

設計は重要な役割を担っている。原子力安全を確実に維持するには、基本的には「深層防護」の概念に従った安全設計に基づくものとしなければならない。IAEA の深層防護のレベル1－5*の異なる次元への対応を安全設計により整合させて最適化するものであり、レベル1－3の設備設計主体の領域とレベル4、5のマネジメント主体の領域、相互連携が重要であり、プラント全体を求められる機能で結合させたシステムとしての安全確保の仕組みとしなければならない。

地盤・建屋・機器・配管・電気・計装などのシステム全体を考えた整合化を図るトータルシステム、通常運転から事故・緊急時の対応まで考慮した仕組みトータルプロセス、深層防護の全領域を考えたマネジメント、ハードとソフトの最適化を図るトータルマネジメントを統合した総合的、俯瞰的な取り組みであるトータルデザインとしなければならない。

さらにレジリアンスの考えを設計にどのように取り入れるかの視点も必要であろう。

* IAEA の深層防護の層：第1層が通常運転の確保、第2層が異常の検知、第3層が設計基準事故の制御、第4層がアクシデントマネジメント、第5層が防災とも言う緊急時対応である。

(5) プラント設計でのシステム安全

1) 安全設計と設備設計、基準を越える事態への対応

(a) 3.11 以前の深層防護と各設計の役割

3. 1 1 の事故以前の原子力発電所の設計における設計基準を超える事象に対するの検討は、設備設計の領域ではなく、安全評価の一環として以下の考え方で検討がなされてきた。原子力発電所の立地の段階での評価であり、設備設計とは関係なく行われてきた。

「前段否定」とする深層防護の考え方を適用し、立地の妥当性を評価するために仮想事故を想定して、相当量の放射性物質の格納容器からの放出を想定することとして評価した。すなわち、過酷な事故の発生から事故進展の具体的なシナリオを想定したものではなかったのである。前段否定は、深層防護の第4層では設計基準事故に対する安全系が作動しなくなったことに対するマネジメントを明確にすることであり、第5層ではシビアアクシデントが発生しての敷地境界での原子力事故、被ばく評価であった。事故の評価は事故シーケンスをたどりながら行うもので、事故進展のシナリオを想定するものではない。

設備設計段階での安全確保は、深層防護の第1層から3層において、確実に設計基準を満足することである。これにより、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を確実に行うものである。

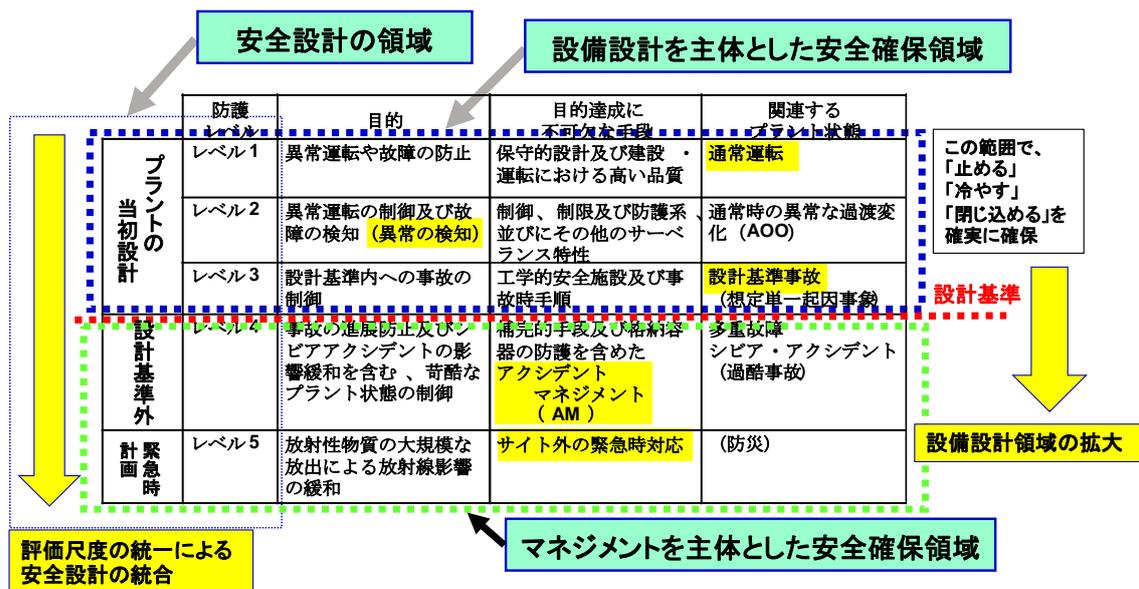


図 2.1.1-4 IAEA の深層防護の考え方と設計基準の対応

(b) 安全設計の課題と対策

設計の重要なことは、例えば、深層防護の各層の充実はもちろんであるが、全体を整合させた安全設計にあると言える。今回の事故を踏まえると、わが国では第1層～第3層までの安全確保する考え方、すなわち設備設計に重点が置かれ、たとえ設計基準を超える事態となっても、それらの設備を適切にマネジメントすることで十分な対応ができると評価してきてきた。

事故を分析すると、設計では原子力発電所全体のシステムとしての安全評価が必要であることがわかる。今回の事故を踏まえると、単一機器の故障、機能損傷のみを考えるのではなく、多数基同時故障・機能喪失や共通要因故障・機能喪失を考えて、なおかつ、互いのシステムが影響しあい、故障・機能喪失が伝播する事故を考える必要がある。すなわち、要求される機能を分担するシステムとしての機能の確保を、構成する機器や配管、電気、計装、すべての役割りを連携させながら、維持する「システム安全」の考え方で重要であることがわかる。

(c) 設備設計の課題と対策

設備設計では、配管破断などによる LOCA（冷却水の喪失）を想定し、非常用の設備等、設備の設計条件を決め、すなわち設計基準を決めて、深層防護の第1層－第3層までにおいて、確実に「止める」「冷やす」「閉じ込める」を確実に実現してきた。

一方、設計基準事象を超える場合、いわゆるシビアアクシデント（過酷事故）領域での対応は、事象、事態により対応が異なることから、この深層防護の第4層ではシナリオが重要となる。できる限り多くのシナリオを想定し、それぞれに対応できる方策を準備することが必要となる。事故のシナリオは様々であり、特に外的事象による事故の発生、進展は、それがどのようなものであるか、どのような条件で発生したのか等、ケース・バイ・ケースで異なり、それぞれの進展の事態に対応することが求められる。従って、このような多種多様な事故の想定をいかに多く創出し対応策を検討するか、が重要となる。これを継続することが想定外をなくすことにもなり、継続の仕組みを整備することが重要である。また、現在の“知”を持って想定出来ないシナリオもあろう。それを承知の上で、設備や手順を標準化して規格化し、常に見直しを進めて行くことで、より系統的な対応が取れる仕組みが構築されるものと考えられる。これは、マネジメントの領域であるが、設備設計と密に連携した対応策の検討が望まれる。

プラントの設備設計は設計基準事象(事故)の範囲で行われており、設備はこの想定範囲で多重に、多様に、様々な事象に対応できるように準備されてきた。これまでの考え方は、様々な事象、設計基準の脅威を十分に大きく取っており、設計基準を超える事態は発生しないとしてきた。しかし、外的事象としての自然現象への対応については、日本の特殊事情から地震動への関心が高く、原子力発電の導入当初から、研究も多くきめ細かな対応を進めてきており、設計基準により安全確保が成されていると考えられてきた。2006年の改定において、万一の基準地震動を超える場合を想定しての対応が示され、安全評価の手段としてリスク評価を行うことが議論されることとなった。最終的には「“残余のリスク”を評価する」と自主的な対応に留まってはいるが、PRA に踏み込んだ評価の考え方が確立された。2007年には中越沖地震が発生し、柏崎刈羽原子力発電所では大きく基準地震動を越える事態となったものの、十分に余裕があり、重要設備の構造健全性が確認されることとなった。全国の原子力発電所での耐震バックチェックが進み、地震時の構造健

全性が確認された。

(d) アクシデントマネジメントの課題と対策

耐震基準のように設計基準を満たす設備を施すことはもちろん必要であるが、今回の地震・津波でも明らかなように、発生頻度は極めて小さいものであり、発生の可能性はほとんどない事象でも、設定した基準を超える事態の発生は免れない。重要なことは、基準を超えるような事態に対する備えである。そのような時に、原子力発電所に起きる不具合を幅広く想定し、そのそれぞれの条件において原子力発電所全体のシステムとして「原子力安全」を確保するために必要な機能はなにか、を明確にして臨機応変に対応することである。すなわち、アクシデントマネジメントが大切であるということである。自然災害は予測が難しい。どんな場合でも対処できるようにすることは不可能であり、対処しない場合と同じ事になりかねない。そこで、広く様々な想定を行い、それぞれの事態に対応できるように予めマネジメントの訓練、演習を行った、準備しておくことが、応用動作として想定出来なかった事象に対応する最善策になると考える。

2) 原子力安全に必要な機能と構成する系統、深層防護での役割

ここで挙げているのは、原子力発電所に必要な重要な機能である。バウンダリ機能、冷却機能、制御機能であり、その他に挙げた電源供給機能と合わせて原子力発電所に基本として必要な重要な要素である。原子力発電所の設計は、これらの機能が適正に結びつき維持されることで成り立っている。それにより設計基準内のどのような事象に対しても、設備の健全性、安全性が確保されることが担保されるのである。

一方、設計基準事象を超える場合の対応は、事象、事態により対応が異なることから、第4層ではシナリオが重要となる。多くのシナリオを想定し、それぞれに対応できる方策を準備することが必要となる。その上で、設備や手順を標準化して規格化して行くことで、より系統的な対応が取れる仕組みが構築される。

図 2.1.1-5 には、深層防護と機能の関係を示した。各機能は、それを構成するサブ機能としてそれぞれの役割で、深層防護の各層にあてはめられる。図には、その機能が喪失した場合にどの機能がバックアップするのかの例も合わせて示している。この機能の関係を見て明らかなように、全ての機能を支えているのが電源であることがわかる。すなわち、前段には電源の確保がある。電源は全ての源であり、電源の不要な設備は極めてまれである。もちろん電源にもバックアップがあり、機能展開が必要である。それは別途考えなければならぬ事象である。電源も第1層から第3層までの展開で、機能を維持する必要があるであろう。

深層防護の第3層を超えると、設計基準事象(事態)を超えた深層防護の第4層の過酷事故の領域に入ることになる。この領域は、様々な事態に対する対応が必要となる。先にも

示したが、いかに広く想定して対応策、特に重要となる基準設計の設備だけではなく、その他の設備や基準設備の活用などを含めた人的要素の強い対応、ソフト面の対応を検討しておくかがカギとなる。万一の全電源喪失等を考慮すれば、例えば、バルブの開閉操作は手動でも行えるように十分配慮することも重要である。

表 2.1.1-5 重要な機能とそれを構成するシステム・機器

機能	サブ機能	構築物、系統又は機器	
		PWRの例	BWRの例
バウンダリ機能の例	1)原子炉冷却材圧カバウンダリ機能	バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く)	バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く)
	3)原子炉冷却材圧カバウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁(開機能)	SR弁の安全弁機能
	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(1)	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス空気再循環設備	PCV、PCV隔離弁、PCVスプレイ冷却系、FCS
	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(2)	安全補機空気浄化系、可燃性ガス濃度制御系	R/B、SGTS、非常用再循環ガス処理系(関連系)排気筒(SGTS排気管支持機能)
冷却機能の例	3)炉心形状の維持機能	炉心支持構造物、燃料集合体(但し、燃料を除く)	炉心支持構造物、燃料集合体(但し、燃料を除く)
	4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統: 余熱除去系、補助給水系、SG2次側隔離弁までの主蒸気系・給水系、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)	残留熱を除去する系統: RHR系、RCIC系、HPCS系、SR弁(逃し弁機能)、自動減圧系(手動逃し機能)
	5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却系: 低圧注入系、高圧注入系、蓄圧注入系	ECCS: RHR系、HPCS系、LPCS系、ADS
制御機能の例	2)過剰反応度の印加防止機能	制御棒駆動装置圧カハウジング	CRカップリング
	1)原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系	スクラム機能
	2)未臨界維持機能(1)	原子炉停止系	CR/CRD系
	2)未臨界維持機能(2)	原子炉停止系	SLO系
その他の例	7)工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	安全保護系
	8)安全上特に重要な関連機能	・非常用所内電源系、 ・制御室及びその遮へい ・換気空調系、 ・原子炉補機冷却水系、 ・直流電源系、 ・制御用圧縮空気設備 (いずれもMS-1関連のもの)	・非常用所内電源系、 (関連系)DG燃料輸送系、 DG冷却系 ・制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系、 ・非常用補機冷却水系、 ・直流電源系、 (いずれもMS-1関連のもの)

深層防護の第3層を超えると、設計基準事象(事態)を超えた深層防護の第4層の過酷事故の領域に入ることになる。この領域は、様々な事態に対する対応が必要となる。先にも示したが、いかに広く想定して対応策、特に重要となる基準設計の設備だけではなく、その他の設備や基準設備の活用などを含めた人的要素の強い対応、ソフト面の対応を検討しておくかがカギとなる。万一の全電源喪失等を考慮すれば、例えば、バルブの開閉操作は手動でも行えるように十分配慮することも重要である。

深層防護	バウンダリ機能	冷却機能	制御機能	その他(共通機能)
第1層	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ(PS-1) 原子炉冷却材を内蔵する(PS-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する(PS-2) 放射性物質放出の防止(MS-2) 原子炉冷却材保持(PS-1/2以外)(PS-3) 放射性物質の貯蔵(PS-3) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への拡散防止(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心形状の維持(PS-1) 通常時炉心冷却(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過剰反応度の印加防止(PS-1) 原子炉冷却材の循環(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料を安全に取り扱う(PS-2) 電源供給(非常用を除く)(PS-3) プラント計測・制御(1)(2)(3)(安全保護系除く)(PS-3) プラント運転補助(1)(2)(PS-3) 原子炉冷却材の浄化(PS-3)
第2層	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止(MS-1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり(PS-2) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱(MS-1) 制御室外からの安全停止(MS-2) 原子炉圧力の上昇の緩和(MS-3) 原子炉冷却材の補給(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止(MS-1) 未臨界維持(制御棒による系)(MS-1) 未臨界維持(ほう酸水注入系)(MS-1) 出力上昇の抑制(MS-3) 	<p>第2、3層共通</p> <ul style="list-style-type: none"> 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生(MS-1) 安全上特に重要な関連(1)(非常用所内電源系)(MS-1) 安全上特に重要な関連(2)(制御室)(MS-1) 安全上特に重要な関連(3)(原子炉補機冷却水系)(MS-1) 安全上特に重要な関連(4)(直流電源系)(MS-1) <p>共通要因の電源系・作動信号系は全ての機能維持に重要</p> <p>事故時のプラント状態の把握(MS-2)</p> <p>緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握(1)(2)(3)(MS-3)</p>
第3層	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遠へい及び放出低減(PCV)(MS-1) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遠へい及び放出低減(R/BX)(MS-1) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却(MS-1) 燃料プール水の補給(MS-2) 		
第4、5層(*)	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(PCVバント)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(補給水系)(MS-3) 過酷事故対応(消火系)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(ほう酸水注入系)(MS-3) 	

図 2.1.1-5 主要な機能と深層防護の関係

3) 福島第一の事故での論点

(a) 設計基準と超えることへの対応

地震動での構造健全性が論点となっている。中越沖地震での柏崎刈羽原子力発電所の地震動が基準地震動に対して3倍を越すプラントもあったが、設備の健全性は十分に保たれていることが確認された。地震動に対する構造設計には大きな余裕があることが認識された。その後、全国の原子力発電所においては、基準地震動の見直しがなされ、厳しく設定されたもののまだ余裕があることがバックチェックにより確認されている。これは単純に構造上の健全性の余裕が評価されたものであるが、機能上の余裕は更に大きなものがあると推察される。

“設計基準を越える”意味を考え直さなければならない。すなわち、今回の東北地方太平洋沖地震では、東日本太平洋岸にある多くの原子力発電所では基準地震動を僅かだが超える地震動加速度が観測された。プラントの状態を表す観測データに表れるような影響はなく、これまでの解析評価や他のプラントの実績からも地震時の健全性は確保されたと考えられている。従って、基準地震動を越える事態に対しては、これまでのように単に加速度応答の基準値を見直すのではなく、今後の免震装置の導入をも視野に入れた幅広い評価法を検討すべきと考える。

すなわち、「いつ設計基準を超えた」と判断するのか、アクシデントマネジメントを実行する上では重要な判断となる。

(b) 自然災害に設計はどう答えるか

これほど大きな津波が来襲するとは、「想定外」であったと言われる。それに対して、原子力安全では「想定外」は許されない、との声が大きい。1000年に一度程度の大きな津波の予測は容易ではない。耐津波設計は、耐震設計と同様に地殻の動きから、波の発生、伝搬、遡上、浸水等と様々な現象を評価した後の、建屋、設備の構造設計や電気計装設計の複合である。今や津波の大きさのシミュレーションは様々に行われ、様々な推定がなされている。基準津波を設定したとしても、基準値を超える津波は来ないだろうが、超えないとは誰も保証はできない。程度は異なるが、地震動と同様、超えることを想定した対応が求められる。自然災害は、津波同様に想定を超えるものがある。様々な自然災害に対して、想像力を豊かな対応が求められる。

しかし、深層防護としての想定外への対応、設計基準を超えることへの対応は、実施できるが、例えば新たな自然災害への脅威を唱えて、対策が必要とだれが言えるか、またそれを受け入れるのはだれか。難しい課題である。

(c) アクシデントマネジメントと事前の準備

全電源の喪失や全ての安全系の冷却系統が喪失するという事態が発生した。設計基準を超える事態であり、深層防護の第4層の対応の不備が指摘されている。ここでは、様々なシナリオに対応したアクシデントマネジメントが求められる。これが「想定外」の事態への対応であり、残された機材を活用し、人の知恵で事態を乗り切ること、それがマネジメントと言われる対応である。このような事故がどのように進展するののかの具体的な検討は少ない。ここでは、いかに様々な事態を想定して、多くのシナリオに対応できるようにしておくか、の事前準備、演習が重要となる。米国で9.11以降準備された同様の事態への対応の準備は、福島の手態への対応として評価すると、有効であるとの結果が報告されている。

(d) フェイルセーフとロバスト性

福島第一の事故では、格納容器から大量の放射性物質が放出される結果となった。ここでは二つの問題を取り上げたい。一つが、IC（隔離時復水器）の活用である。もう一つが格納容器ベントである。

ICは非常用復水器とも言われ、交流電源が喪失した時に炉心を冷却するには有用な設備である。配管破断の信号を検知すれば隔離弁が閉じてしまうフェイルセーフの仕組みで設計されていた。この隔離弁は格納容器を貫通する配管の格納容器の壁前後に設置され、格納容器内の弁は、交流電源が断では開けようがない。配管破断が発生していないにもかかわらず、計装制御系の直流電源が断となった時点で、誤信号が発信され、まだ生きていた交流電源が供給された。結果、電源断ではsa-isの状態となる設計であるにもかかわらず、弁閉となる仕組みが働くこととなった。原子力安全の確保には、まず「止める」、次に

「冷やす」、最後は「閉じ込める」の順ではないか。そういう意味では、この設計を見直すことが必要であろう。

一方、格納容器ベントについては、格納容器圧力高で自動的にラプチャー板が破断し、圧力が解放されなければならないはずであり、また安全確保には ADS 弁を開放し強制的なベントの操作は必要に応じて実施されなければならない。しかし、弁の操作が容易にできず、以後の水素爆発や事故拡大の要因ともなったものと推察される。

本来、格納容器は一定の漏えいを認めるものであり、密封性は必ずしも厳守ではない。設備のロバスト性とマネジメントのロバスト性がある。格納容器のベントのロバスト性は、排出の系統をいくつか設けることで、冗長性をもたせているが、いつベント弁を開放するかはマネジメントについては、全く冗長性がなくバウンダリ機能維持のみが優先されており、設備のロバスト性が活かされていない。

なにが、原子力安全に必要なことか、設計としてはフェイルセーフとするもの、ロバスト性を重視するものを見極めて対応しなければならない。何を目指した安全設計とするか見失ってはならない。

4) 新たな設計の取組み

これまでの設計は、安全設計を基本とし、設備として求められる仕様、設計基準を担保する設備設計を確実に行うことで、原子力安全を確保すればよい、との考えであった。このような設計には重大な限界がある。

これからの設計は、通常運転、異常の検知、異常への対応、設計基準を超える事態への対応、緊急時の対応(防災)の各層を通して整合した安全設計が求められ、共通する評価指標を定めて最適化を目指した設計を提案する。更に、事故後の対応、レジリアンスと言われる復帰、復興までも視野に入れた安全確保の体系が必要となろう。

設備設計はマネジメントの領域まで踏み込んだ設計が求められ、マネジメントは設備設計、防災の領域まで踏み込んで対応することが求められる。プラントの安全確保は設計だけでは十分に対応はできない。尺度の異なる領域に渡る、機能を中心とした新たな原子力安全確保の概念を構築する必要がある。

設計は重要な役割を担っている。原子力安全を確実に維持するには、基本的には「深層防護」の概念に従った安全設計に基づくものとしなければならない。IAEA の深層防護の第1層～第5層*の異なる次元への対応を安全設計により整合させて最適化するものであり、第1層～第3層の設備設計主体の領域と第4層、第5層のマネジメント主体の領域の相互連携が重要であり、プラント全体を求められる機能で結合させたシステムとしての安全確保の仕組みとしなければならない。

原子力発電システムの設計は、地盤・建屋・機器・配管・電気・計装などのシステム全体を考えた統合化を図るトータルシステムを考えたもの、通常運転から事故・緊急時の対

応まで考慮したトータルプロセスの視点で考えること、また深層防護の全領域を対象としてハードとソフトの最適化を図るトータルマネジメントとすることであり、これらを統合した総合的、俯瞰的な取り組みであるトータルデザインである。

原子力発電システムの設計は、地盤・建屋・機器・配管・電気・計装などのシステム全体を考えた整合化を図るトータルシステムを考えたもの、通常運転から事故・緊急時の対応まで考慮したトータルプロセスの視点で考えること、また深層防護の全領域を対象としてハードとソフトの最適化を図るトータルマネジメントとすることであり、これらを統合した総合的、俯瞰的な取り組みであるトータルデザインである。

(6) 長期運転への対応

東北地方太平洋沖地震による津波で被災した福島第一原子力発電所は 6 基全てが運転開始から 30 年以上を経過していた。これらのプラントは、これまでの 30 年の長期運転以降、更に長期の運転入るプラントとして構造の劣化の観点から問題がないかの技術的な評価が実施されてきたものである。この技術評価においては、更に長期の運転継続において、その構造健全性は技術的に問題がないことが評価、確認されていた。

事故の要因分析はこれからの課題であり、ここではプラントの寿命について明確にしておきたい。

1) 様々な寿命問題

(a) 構造健全性を中心とする寿命

原子力発電所の寿命は、なにをもって“寿命”というのであろうか。

【設計寿命と実寿命】 設計寿命という定義がある。設計時には、運用期間を想定してその期間内に、基本的にプラント全体として、重要なシステムや重要な機器・構造の必要な機能が十分に確保されるようにプラントを設計する。しかし、実際には、すべての過程—設計、製造、検査など—を通じて余裕を持った対応を行うので、いわゆる寿命と言われる、必要な機能が得られなくなる実寿命は、設計寿命より大幅に長いのが現実である。

【取替による寿命の延伸】 原子力発電所では、発電所を構成する機器は数万個あり、その部品は百万個単位になる。多くの部品は定期的に交換したり、新たに開発された製品に取り替えたり、寿命を迎える前に新品となっている。その他、一般に構造物は、30 年、40 年の経過の間に様々な劣化事象が現れる。設計時の解析評価、運転開始時からの検査管理を行い、保全活動を行うことで、寿命の前に対策を取っている。そこには世界から不適合の情報を集め、最新の研究成果を取り入れて、劣化を予測し、検査をして運用に適用する不断の努力がある。

(b) 安全の考え方の変化と寿命

わが国の原子力発電所は、ほぼ 1 年毎の定期検査、10 年毎の定期安全レビューに加え、30 年目から 10 年毎に技術評価が実施される仕組みとなっている。日本の原子力発電所は認可時に 30 年の供用（運転）が許可されている。この技術評価は、更に長期の運転を継続するにあたっての、設備の健全性を確認するものである。

ここには構造健全性の取り組み以外に重要な要素である安全評価の考え方の変化への対応が抜けている。それは、最新のプラントであっても脅威となる課題である。構造健全性にばかり目が行き、経年劣化とトラブル抑制に重点を置いた結果、安全の考え方の変化、新たな知見に対する備えと改善への努力が不十分となったのではないか、ということである。

世界では、安全評価の考え方に対しては、TMI の事故やチェルノブイリの事故から、多くの知見が得られ、見直しがなされてきた。特に米国での 2001 年の 9.11 以降、テロ対策への基準として徹底した想定外に対応する、安全の見直しがなされた。新たな知見による安全確保の考え方の変更であり、極めて重要な事項である。これに対応できない場合には必要な要求機能を果たせないことにもなりかねない。

(c) 評価基準の変化への対応と寿命

原子力発電所の多くの機器は交換可能である。技術的には原子炉圧力容器も交換できる。構造の劣化という面だけでなく、システム全体のリスクの増加、逆にいえば原子力安全の確保を最新の知見に基づいて評価しなければならない。

津波の評価でも、発電所に到達する津波高さはより高く予測されるようになっていた。にもかかわらず、対応は遅れてしまった。非常用発電機が海側の建屋地下にある設計では、多重に予備の設備があっても津波による浸水に対する危険性は改善しえない。津波の来襲は、確率は小さいものではあっても、事故の影響の大きなものへの対応が必要であるということを示した。どのような事態となっても、プラント全体として、またシステム、機器の必要な機能が維持されることが求められる。もちろん、そのような場合でも、代替の機器やシステムが、求められる機能を果たせば問題はない。地震や津波等の外的要因が重畳した場合のリスクも考慮して、より新しい設計や劣化管理の考え方を適用して、システムとして機能を維持する仕組みとすることが求められる。ここに規制の役割がある。あらゆる面から発電所のリスクを継続的に低減させるようにするべきものである。多くの国では、定期安全レビューがこの役割を果たしている。それが長期間運転の安全規制の中核となっている。

2) プラントの運転実績と寿命

プラントの寿命と言うものは、安易に定められるものではないことがわかる。このような状況を踏まえながら、世界では多くの原子力発電所の運転延長が認められている。IAEAの集計では、40年を超えて運転している世界の原子力発電所は全体の5%を超えた。米国では40年間の運転許可が与えられ、申請によって20年間の運転認可の更新がある。すでに70基を超える原子力発電所がNRCによって60年間の運転が認められている。更に最近では80年間の運転となる再度の運転認可更新の審査が準備されつつある。一方、フランス、イギリス、スペイン等では、法律で定められた運転制限期間はない。フランスでは30年間以上の運転に対し、経年劣化管理プログラム策定と事業者に対する運転継続の適切性の証明を求めている。イギリスでも定期安全レビューにより、10年毎の運転継続を認めてきた。実績から見て、原子力発電所の寿命は単純に40年というわけではないことが分かる。いずれの国も経年劣化管理プログラムにより適切な管理を行っており、IAEAにおいては共通の劣化事象に対応するデータベース（International Generic Ageing Lessons Learned: IGALL）も構築されてきている。

3) 原子力発電所の寿命として重要な視点

重要な点は、原子力発電所の寿命は単なる機器、構造、材料などハードの寿命ではないということである。原子力安全の確保という視点で、プラント全体を見なければならぬ。安全の考え方の適用が適切か、また安全基準が最新の知見で適切に見直されているか、などをレビューする定期安全レビュー（PSR）を適切に運用することが有効である。原子力安全の定量化を何らかの形で行わなければ、安全の考え方の変化、新しい考え方を導入したり、安全の基準の変化を遡って適用したりすることは難しい。考え方の変化や、基準の変化に目をやり、これらの評価の仕組みを導入することが、システムの陳腐化（Obsolescence）を防ぎ、求められる安全を確保する機能を失うと言う“寿命”を回避することになる。設計時の知見も時間が経てば古くなる。進歩に応じて適切な手が打たれなければ、引退して、次世代に交替しなければならない。それも“寿命”である。

原子力発電所の多くのシステムや設備は最新のものと取り換えられている。一部の主要なハードは100年以上持つとも言われる。原子力発電所の寿命問題は、単純に構造物、ハードの寿命ということで片づけられるものではない。様々な要素を考えて、結論することが必要である。

(7) 外的事象への対応

1) 複合事象への対応

特に、今回の地震で発生した事象として、安全上考えなければならない重要な課題としては地震と津波を含めて、それらの複合災害が挙げられる。女川原子力発電所では、地震時に電源盤の火災が発生した。幸いにして大事に至らなかったが、地震と火災の複合災害の可能性も示唆するものであった。今後の検討が必要である。

2) 複数機器の機能喪失の仮定もしくは共通要因事故・故障の発生の仮定とその対応

津波の来襲により、多くの機器がほぼ同時に、また多重性を持たせてきた複数の機器が、その機能を一気に喪失するという事態を招いた。その後の経緯は別途報告の通りであるが、事故がここまで進展したのは、プラント設備としては①全電源の喪失、②冷却システムの喪失、③ヒートシンクの喪失が原因であることがわかってきた。一方、AM 対策としては①代替電源の不備、②代替ポンプ(消防車など)の能力不足、③想定外事象(水素爆発をはじめ、格納容器損傷、全電源喪失そのもののなど)の多発の準備不足、などが問題点としてあげられる。

これらは、いずれも安全神話を外れることへの脅威からか、設計基準を超える事故の想定を十分にしていなかったことに要因があるのではないか。従来は、各機器の信頼性を安全設計指針により厳しく要求した上で、内的事象として構成機器の単一故障を想定する事故進展想定が行われ、それを徹底することで、定量的にプラントの安全が確保されるという評価を行ってきたものである。一方、その結果として、同一機能を有する機器の同時機能喪失として複数機器の損傷、共通要因事故の想定は遠ざけられてきた。想定すべき事故のシナリオが重要であることは今回の事故で改めて明らかになったと考えられるが、燃料の損傷がいつ起きているのか、格納容器はどのように損傷するのか、その場合に次に何が起きるのか、設計基準を超える事故の進展とそれに対する対応の検討がなされてこなかったことにより、全ての対応が後手、後手になってしまった感がある。

また、従来の安全評価は、主としてプラント内部に着目しており、外的事象が複数基立地サイトおよびサイトが外に及ぼす影響を十分に考慮していなかった。今回、複数基における同時発生の過酷事故が事故対応に大きな影響を及ぼしたこと、サイト外における外的事象の影響が外部支援に大きな影響を及ぼしたことを鑑みると、複数基立地やサイト外部まで含めた影響評価が望まれる。

3) 包括的な外的事象の影響評価

海外においては、外的ハザードに対して包括的な評価を行っている場合がある。例えば、米国においては、IPEEE により、地震、火災、強風(台風、竜巻)、洪水、雪崩、火山、氷結、高温、低温、近隣の輸送・工場、航空機落下等に対してリスクおよびプラントの脆弱性が検討され、対策がなされている。国内においては、外的事象に対する包絡的な評価は

実施されておらず、プラントの脆弱性の把握が不十分であった。特に、内的事象のリスクが PRA により定量的に評価されていたのに比べ、外的事象のリスクは、それらに対する PRA が発達途上である場合もあり、包絡的・定量的な把握に至っていなかった。従って、地震、津波に限らず外的事象の影響を包絡的に評価するための取り組み(IPEEE)を実施する必要があると考えられる。また、この評価の過程において、支配的なリスク要因となり得る外的事象に対し、PRA などを用いて影響評価を実施した上で、プラントの脆弱性を特定し、これらに対応していく継続的改善により、プラントの安全性を向上する取り組みが重要である。この際には、外的事象の頻度、設計上の余裕を考慮したプラントへの影響度、時間的余裕、ハザード源とプラントの距離などについて、不確かさを含めて適切に考慮する必要がある。また、今回、地震と津波がそうであったように、自然現象は重畳して発生する可能性がある。種々の自然現象に対して、Coincidental(偶然)、Consequential(従属)、Correlated(相関)な要因を考慮したうえで、重畳について考慮する必要がある。

4) クリフエッジの考慮

地震動は、プラント内の機器全てに影響を与えるため、深層防護の各層において耐震設計が考慮されており、耐震設計の大きな保守性とあいまってクリフエッジが顕在化しにくい要因となったことが考えられる。一方、津波はプラント外部から内部に向かって順に影響を与える特性があるため、プラント外部で影響を阻止することが考慮されており、深層防護の各層で耐津波設計(例：水密化)が考慮されてこず、津波がある高さになると、安全系の多くが機能喪失するクリフエッジが顕在化しやすかった可能性がある。

従来の安全評価は、設計基準までの外的事象に対して実施されてきた。そのため、設計基準を超える外的事象に対して、クリフエッジが存在する可能性があることが十分に把握されてこなかった可能性がある。また、外的事象がクリフエッジを超えた場合のプラント挙動、ひいてはその対応についても十分に検討されていなかったと考えられる。クリフエッジは当然ながら設計基準を超えたところにある。従来の安全規制では設計基準までの安全評価を求めていた。また、プラントの安全がよって立つところの深層防護も第 3 層(設計基準事故の緩和)までを考慮してきた。これらのことがクリフエッジを超えた場合の対応を十分に考慮できていなかった本質であろう。

5) 設計基準を超える事態への対応

地震動に関しては、既に中越沖地震など 5 回も基準地震動を超える経験をしてきた。その結果、2006 年の耐震設計審査指針の改訂において「残余のリスク」という考え方を導入し、基準地震動を超えることはあり得ることであり、それを残存リスクとして対策を取り、そのリスクを低くするよう求めており、各原子力発電所は様々に手を打ってきた。一部の原子力発電所では十分に手を打つことの得失を考慮し、浜岡 1、2 号機のように総合的判断で廃炉を選択したものもある。

では、この津波に対してはどのように考えて来たのであろうか。残念ながら津波の場合

には、耐津波設計が明確ではなく、設計基準への対応は明確に示されていない。従って設計基準を超える事象に対しては、十分に設備としての対応が取られてきたとは言えない。すなわち、法整備規制としてはもちろんであるが、設計概念としても整備ができておらず、対応を十分に取れる状況になかったと言える。

外部事象については、リスク要因となり得るハザード源を特定したとして、これらへ対処するためには、設計基準を十分な信頼性を持って設定することだけでは不十分である。外部事象の評価には、大きな不確かさが存在することを考えると、設計基準を超える可能性は常に存在し、従って、この場合の対処方法をあらかじめ用意する必要がある。この様に考えると、外的事象の設計基準の設定、設計基準を超過する可能性への対応、の二点について検討する必要がある。

これまで、性能目標と言われながら用いられてきたのが、旧原子力安全委員会報告にある炉心損傷頻度 (CDF) は 10^{-4} / 炉・年であり、格納容器破損頻度 10^{-5} / 炉・年である。その安全目標は、事故時の敷地境界での死亡確率が 10^{-6} / 人・年とすることであった。—これは、出典においては「原子力施設の事故に起因する敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスク及び施設からある範囲の距離にある公衆の個人のがんによる平均死亡リスクは、ともに年当たり 100 万分の 1 (10^{-6} / 人・年) 程度を超えないように抑制されるべき」が原文となっている—これまではリスク評価 (PSA/PRA) では、発生頻度として 10^{-7} 炉・年以下の頻度の事象については、十分低い値として考慮の対象とはしていない。

設計基準は、性能目標と整合する形でハザードカーブなどを考慮しつつ設定する必要がある。なお、この際には、外的事象の影響の評価技術の成熟度などを十分に考慮する必要がある。旧原子力安全委員会の定めた性能目標(案)は、CDF が 10^{-4} [1/炉年]、CFF が 10^{-5} [1/炉年]、であることから、外的事象による影響が設計基準を超過する確率と安全対策が相まって、この性能目標を満足するようになる必要がある。設計基準津波については、 10^2 年オーダーの歴史津波を考慮して設定されていたことから、超過確率が $10^{-2} \sim 10^{-3}$ [1/年] 程度になっていたと推定され、プラントの安全対策も含めて性能目標との整合性が十分でなかった可能性がある。なお、外的ハザードの設計基準は、関連学会において作成される場合もあるため、その場合には、原子力安全の関係者との密接なコミュニケーションが重要である。

設計基準を超過するリスクを十分に抑制した上で、なおかつ設計基準を超過した場合の対応を検討しておく必要がある。しかしながら、設計基準を超過した場合の主たる対応であるアクシデントマネジメントなどについては、十分に整備されているとは言えなかった。これらは、いずれもアクシデントマネジメント、過酷事故に対する真摯な対応の欠如—安全でないこともあり得ると言うことへの抵抗感—を元として、事故の想定を全くしてこなかったことに要因があるのではないだろうか。また、これまでの事故の検討は、内的事象として構成機器の単一故障を想定するような事故進展の想定が行われ、それに対応するこ

とで、定量的にプラントの安全が確保されるという評価を行ってきたものであり、今回の福島第一原子力発電所で起きたような、同一機能機器の同時機能喪失として複数機器の損傷、共通要因事故の想定は発生の可能性が極めて低いとして遠ざけられてきたことに今回の事故に適切に対応できなかった要因がある。

なお、外的事象の評価は、内的事象の評価に比べて不可避に不確かさが大きくなる。この不確かさについては、安全余裕と深層防護の考え方により対処する必要があることを改めて強調しておきたい。安全余裕はストレステスト等の手法により確認する。これに加えて、設計基準を超える外的事象も考慮する形で深層防護に則った安全設計・対策を行う。例えば、耐津波設計においては、敷地内への浸水を防ぐ、建屋への浸水を防ぐ、重要機器室への浸水を防ぐ、高台に代替機器を準備しておくといった対処が考えられる。外的事象は、その大きさによっては、深層防護の複数の層が同時に破られる可能性がある。従って、安全余裕による対処のみでなく、第3層までの安全機能を実現するために用いられる恒設機器とは異なった可搬型機器による対応など、安全上の効果(effectiveness)が独立(independent)な対処が有効である。

また、設計基準を超える状態で発生する事故について進展の理解と深い知識を有していることは極めて重要である。今回の事故では、燃料の損傷がいつ起きているのか、格納容器はどのように損傷するのか、その場合に次に何が起きるのか、事故の進展とそれに対する対応の検討が十分なされてきたとは言えない。1号機を例に挙げれば、非常用復水器(IC)を用いた炉心冷却システムを恒設の直流電源喪失の状態でも稼働させる手順を整備しておくこと、格納容器内気体のベントシステムを電源喪失下でも機能させるよう整備しておくことは有用であった。しかし、格納容器の隔離機能の維持に重点が置かれていたことから、これらへの対応の準備は全くされておらず、全ての対応が後手になった感は否めない¹²⁾。

また、テロ対応を含めて、外的事象としての自然災害などにおいては、先に示した地震動や津波などのみならず他の災害に対しても、設計基準を超えた事態に対して、いつ、どのように対応すべきか、ということを確認しておく必要がある。

6) まとめ

外部事象に対する考え方について検討を行った。外部事象に対処するにあたっては、以下の考え方や検討が重要である。

- ①外部ハザードを包絡的に評価する IPEEE の実施と、PRA 等によるプラント脆弱性の把握と対処(継続的改善)
- ②複数基立地、サイト外の影響を含めた包括的な評価
- ③設計基準を超える外部ハザードに対するクリフエッジの評価
- ④安全対策とあいまって性能目標と整合する適正な設計基準の設定
- ⑤リスクに関わる見識と深層防護の考え方に基づく設計基準を超える外部ハザードへの対応

(8) システム安全体系の概要

1) 全体の構成

本研究開発は、「体系化と評価手法の開発」であり、この研究の全体体系と役割分担を図示している。「重要劣化事象の研究」から得られた成果を運転プラントのシステム安全評価に活用する手法を開発して、それらのデータを活用する仕組みを情報基盤として構築するのが大きな体制とその役割である。

原子力発電所においては原子燃料を装荷し、運転を始めるとすぐに「原子力安全」の確保が重要な課題となる。すなわち運転プラントの「原子力安全」は、設計・建設時のプラントの安全設計に大きく委ねられるものであるが、運転開始直後から機器・構造の材料劣化や機能低下が始まるものであり、時間の経過、経年とともに大きく低下する因子もある。そこで、運転開始後すぐに経年プラントとしての管理が開始されるのである。それらの低下は基本的には回復することはない。従って、この劣化傾向を的確に捉えることは、原子力安全の確保において重要な課題である。図 2.1-1 に示した安全基盤研究では、主にこの重要な劣化事象に関してその傾向を把握することを目指して研究が取り組まれているのである。必要な機能に影響を与える重要な劣化事象に関しては、その劣化傾向を適切に監視し、保守管理として必要な手を施さなければならない。設計時には、それぞれの機器や構造物は要求された機能を満たすべく、個々の管理項目については、基準を上回るように設計され、製作される。このような基準と“ものづくり”の関係は、(4)に示した。設計時の安全確保には十分に余裕を持った対応がなされているのである。

このように機器や構造の個別の劣化事象には、高経年化対策実施基準（原子力学会標準 AESJ-SC-P005:2008）に示されるような手順で、網羅的に十分な対応がされている。更に、より劣化予測を精度よくすることで安全確保の信頼性を増すべく、研究活動が継続されている。一方、福島事故の教訓により、機器や構造個別の安全確保だけではなく、プラントとしての「原子力安全」をいわゆる CDF（炉心損傷頻度）や CFF（格納容器損傷頻度）と言った原子力安全の性能目標で表すだけでは、十分に機能を構成する系統やシステムの安全状態を把握することはできない、との認識により、システム全体での安全確保の仕組みを構築することが必要と考えるものである。これを「システム安全」と言い、具体的にどのようなものであるかを明確にする。体系の検討体制を図 2.1-1 に示した。各領域の役割位置づけを以下にまとめる。

- ①体系化・・・システム安全評価法の体系構築
- ②安全評価・・・PRA 手法による原子力安全評価の活用
- ③燃料評価・・・燃料の運用時、事故時の健全性評価
- ④漏えい基準化・・・種々の漏えいの基準化と評価法構築
- ⑤保全指標・・・保全を組込んだシステム安全評価法の構築

- ⑥情報基盤整備・・・規制・規格・学術データの管理基盤
- ⑦専門家パネル・・・想定外の劣化事象の抽出法
- ⑧キーグラフ活用・・・結合分析による重要要素の抽出法
- ⑨検査・予測の融合、コンクリート構造との連携、ケーブルの役割

今回の事故は、まず地震では大きな問題もなく全ての原子力発電所は停止し冷却モードに入った。しかし、その後の津波は設計の想定事象を大きく超えるものであり、設計基準を超えた対応について十分な検討がなされておらず、システムは様々に多重化されていたにもかかわらず、共通要因（津波事象）で多くの機能が喪失するに至ってしまう事態が発生した。交流、直流の全ての電源を喪失することになり、それを起点とする冷却機能の喪失、ヒートシンクの喪失が、次々と生じることとなり、燃料損傷（炉心溶融）をもたらすに至った。その結果、水素爆発を誘引し、放射性物質の閉じ込めの失敗を引き起こすこととなってしまった。これが、福島第一原子力発電所の事故の経緯の概要である。

福島第一の事故は、原子力発電に対する社会の信用を大きく失墜するに至った。社会環境としては、原子力発電に携わる科学者、技術者が、もう一度、根本に還り、「何をすれば」、「どのようにすれば」運転プラントの安全を確保できるのかを考え、対応できるようにすることが必要となっている。そこで設計の基本と、運用の基本に返り、共通した基盤での安全確保の方策を検討した。

2) 「システム安全」とは

ここでもう一度、「システム安全」について明確にしておく。

【原子力安全の目的】

「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る。

【システム安全】

プラントの全体を、個々の機器で構成されているシステムの複合として捉え、その安全は個々の安全を確保するだけではなくシステムとしてつながり、お互いの影響や相乗の関係で評価をして、全体として求められる「原子力安全」につながる機能を評価することが、「システム安全」の確保と言う。

具体的に「システム安全」とは、プラント全体の安全を総合的に評価することであり、例えば、様々な材料劣化などの機能を低下させる状態変化を系統の全てに渡り評価し、その機能低下による系統の求める機能の喪失（損傷）により生じるリスクの総和として評価することで、安全の程度を把握することである。この時、基準となる安全限界や考え方の基盤を考慮して、最新の基準値で評価することが重要なポイントである。

これまで、以下のように定義してきた。参考に再掲しておく。

（システム安全とは）

機器単体や個別の機能に係る健全性の確保を基本とする安全確保ではなく、機器、配管、その他の構造を含む系統および系統全体として、静的なまた動的な関連を含めて評価することで、システム全体として総合的に安全を確保することである。

(原子力発電所のシステム安全の目的)

原子力発電プラントの原子力安全を確実にする方策として、「システム安全」の概念を導入して、プラント全体を各システムの関連を評価して総合的に評価して安全確保を図る。

(運転プラントのシステム安全)

特に運転プラントの「システム安全」の評価においては、要点は2つある。一つは、プラントの構成が実部材、実際の設備により構成されることであり、構成機器、部材などの強度等の実力が明らかである点である。一つは、構造健全性や安全性確保の考え方や判断基準が評価の時点や判断する環境に依存することである。時間変化を考えることである。

(本プロジェクトの取組み)

経年プラントに対して実施する技術評価を高度化する観点から、最新知見を取り入れて、材料の経年劣化進展に伴う安全裕度の低下に係る予測手法の導入や予測精度の改善を図る。また、プラントの型式やシステム設計に付随した安全裕度の考え方、プラントシステムを構成する機器、構造物、計装系等の点検・補修・取替に係るプラント固有の保全履歴等も考慮して、平常運転時さらには過渡・事故条件での経年プラントの健全性を検証する総合的な安全評価体系を整備する。

(9) システム安全の体系

1) 位置づけと目的

本研究は、原子力発電プラントの原子力安全を確実にする方策として、「システム安全」の概念を導入して、プラント全体を機能に着目し、各システムの関連を総合的に評価して、安全確保を図る方法に関する。

原子力プラントの安全に係わる主要な機能は、基本的に、a. バウンダリ機能、b. 冷却機能、c. 制御機能 である。これらの基本機能がプラントの経年とともに、主要なシステムにおいてどのように劣化したり、変化したりして、機能喪失に至るかを評価する。すなわち、劣化事象における主に材料の劣化特性と機能維持との関係でのその劣化を評価する指標を検討し、適切な「安全評価指標」としてまとめる。

原子力発電所の安全確保には、社会との関連による原子力利用の正当性（ベネフィット）の認識と相対しての深層防護による原子力リスクの低減と受容がある。そこには、システム安全における放射性物質の閉じ込め機能としてバウンダリの維持、炉心の健全性維持に関連しての冷却性能の確保、炉停止をはじめ、各設備の稼働を支配する電源の確保を含めての制御機能の維持、というそれぞれの機能因子を互いの関連を評価しつつ、システ

ム全体としての機能の確保、維持、管理が基本となっている。

しかし、例えば、配管などのバウンダリ機能における配管破断や破壊の防止に対して漏えいにも着目し、機能喪失の基準の定義と劣化の考え方、およびその定量化について明確にしなければならない。また運転プラントには、各種の検査や補修といった保全が施されており、これらの効果も適切に取り込んでいかなければならない。従来の設計時の安全評価と対比させ、保守、保全を取り込んだ運転プラントの安全が適切に評価できる有効な方法を構築するものである。

2) 運転プラントのシステム安全

プラントの全体を、個々の機器で構成されているシステムの複合として捉え、その安全は個々の安全を確保するだけでなくシステムとしてつながり、お互いの影響や相乗の関係で評価をして、全体として求められる「原子力安全」につながる機能を評価することが、「システム安全」の確保と言う。

具体的に「システム安全」とは、プラント全体の安全を総合的に評価することであり、例えば、様々な材料劣化などの機能を低下させる状態変化を系統の全てに渡り評価し、その機能低下による系統の求める機能の喪失（損傷）により生じるリスクの総和として評価することで、安全の程度を把握することである。この時、基準となる安全限界や考え方の変化を考慮して、最新の基準値で評価することが重要なポイントである。

原子力発電所のシステム安全の目的は、原子力発電プラントの原子力安全を確実にする方策として、「システム安全」の概念を導入して、プラント全体を各システムの関連を評価して総合的に評価して安全確保を図ることであり、それにより運転プラントのシステム安全が確保される。特に運転プラントの「システム安全」の評価においては、要点は2つある。一つは、プラントの構成が実部材、実際の設備により構成されることであり、構成機器、部材などの強度等の実力が明らかである点である。一つは、構造健全性や安全性確保の考え方や判断基準が評価の時点や判断する環境に依存することである。時間変化を考えることである。

本プロジェクトの取組みにおいては、運転プラントに対して実施する技術評価を高度化する観点から、最新知見を取り入れて、材料の経年劣化進展に伴う安全裕度の低下に係る予測手法の導入や予測精度の改善を図る。また、プラントの型式やシステム設計に付随した安全裕度の考え方、プラントシステムを構成する機器、構造物、計装系等の点検・補修・取替に係るプラント固有の保全履歴等も考慮して、平常運転時さらには過渡・事故条件での運転プラントの健全性を検証する総合的な安全評価体系を整備する。

3) リスクから見た社会との接点

「リスク」に目を向けることが重要である。すなわち、社会リスクの中での様々なリス

クを考え、原子力利用の“正当性”を明確にするとともに、原子力リスクを扱うことが必要であり、その上で原子力リスクの監視、低減、抑制、加えて規制の方策を考えて行かなければならない。

どのように正当性を説明し、世の中の理解を得るか、ポイントを捉え、明確にしなければならぬが、難しい問題である。

それに基づき、原子力利用のリスクに目を向けて、リスク低減を図る方策を提示することが必要である。その方策に取り組む上で、福島での事故は、「機能喪失」ということが重要であると浮かび上がってきた。そこで、原子力安全に必要な「機能」に着目して、必要な機能はなにかをシステム安全の観点から分析し、分解して機能喪失のリスクとして扱うこととした。福島第一の事故では、津波により原子力発電所の安全上重要な機能が、一律にその機能を喪失してしまう、という事態が発生してしまったのであるが、この事故からどのようにこの“機能を確保するか”という視点が重要であると見えてきた。一方、設計基準を超える事象への対応が必要であるが、「深層防護」がしっかりできていなかったことから、この「深層防護」に目を向けた取り組み、すなわち設計基準内での機能維持から、基準を超えた時、すなわち過酷事故が発生する領域で、この機能維持をどのように確保することができるか、ということが十分に検討されていなかったことが、事故にまで進展した大きな要因の一つである。この基準を超えた時の対応がアクシデントマネジメント（AM対策）である。その観点から検討を進める。

4) 深層防護とシステム安全の関連

これまでの原子力発電所の建設では、プラント設計*での深層防護第1層—3層への対応が主であった。運転の領域に関しては、設計*を確実に実施していれば、「絶対事故を起こさない」という思想に取りつかれており、アクシデントマネジメント（AM）対策を行わなければならないような、設計事象を超えると言う事態は基本的には起こり得ないと考えられてきた。しかし、今回の福島第一での事故は、思いもかけずに設計基準を超える事象は起こりえるということが示され、“起こり得ない事態に備える”ということの重要性が改めて認識された。すなわち、「深層防護」を考えると、これまでの機器ベースの健全性評価が主体の設計対応だけでなく、マネジメントと言われる運用・保全を「機能」で繋げて「原子力安全」を確保することが重要である。いわゆる安全設計における範囲を広め、運用においても設計基準を超える事態を受けて、機能を喪失した機器・系統に替わる設備を備えることや発生した事故にマネジメントとして対応をすることで、必要な安全確保の役割を十分に果たすようにすることが、見える仕組みを構築するということである。深層防護における、プラント設計とそれを超える領域のアクシデントマネジメントの考え方を整理しておく。

深層防護の第1層（レベル1）は“通常運転の領域”、レベル2は“異常の検知と通常

系による常態への復帰”、レベル3は“基準事故の発生に伴う安全系による事故の収束”である。この仕組みを担保させているのがプラント設計である。これは主に、機器ベースの設計であるが、同時に求められる機能を満足させるものでなければならない。この領域の前提は一定の基準とする条件が与えられる。例えば、機器では単一故障基準とすることや地震動に対しての基準地震動などの条件で、プラントの安全が確保される設計を行い、製造、建設が行われる。

一方、このレベル3の設計基準を超える領域に入ったレベル4の領域は、シビアアクシデントマネジメントへの対策の領域である。ここは設計基準を超える様々な事態に対応してのマネジメント、使用可能なあらゆる設備を利用したり、可搬型の機器を使ったりしての様々な取組みを行う人の対応に依存する領域であり、シビアアクシデントの事態、すなわち放射性物質の大量放出の事態、の発生を防ぐための手立てをとることである。これは、発生した事態に対して想定されるシナリオを考えながら、様々な手段を取って、シビアアクシデントの発生を防ぐ。究極の対応は、可搬型の電源やポンプを使って、炉心を冷却することであろう。しかし、実際には通常の電源やポンプなどの機器のあるものは使えるものであり、それらを有効に使い事態に応じた対応をすることがマネジメントである。従って、どのようにすればいいか、どのように対応できるか、考えられる様々なシナリオに対応して、様々な可能性を考え事前に準備し、訓練しておくことが大切である。

(10) 「原子力安全」確保の規制体系の確立

1) 体系の整備

“原子力安全確保の基本体系—あるべき姿”として、図2.1.1-6にあるべき姿の原子力安全確保の体系と規制基準の関係を示す。「原子力安全の基本的考え方」（日本原子力学会編AESJ-SC-T005）が、全ての基本である「原子力安全」確保の目的、考え方の提示からスタートする体系である。それに引き続く位置づけで、「原子力安全確保の目標」を設定し、「原子力安全」を守るための法律の体系が定められる。従来の「電気事業法」は、“電気の供給を確保するための規制”と“電気工作物を規制することによって公共の安全を守るための規制”が中心であり、「原子力（特有の）安全」の確保は「原子炉等規制法」が担っており、明確に“原子力安全確保のための規制”と“核物質の取扱の規制”を「電気事業法」から分離すべきと考えてきた。今年度（平成24年）ようやく法律の改訂がなされ、「原子炉等規制法」に一元化され、原子力安全確保が一元的に管理できる枠組みが整った。具体的には、上流の規制では要求機能を規定、さらに求める性能水準を規定することで、明確にどのように目標とする原子力安全を達成するかが示されることになる。それに基づき、専門家集団である学協会を中心として具体的な仕様基準である学協会規格

が定められ、全体として「原子力安全」の確保が達成される体系となる。

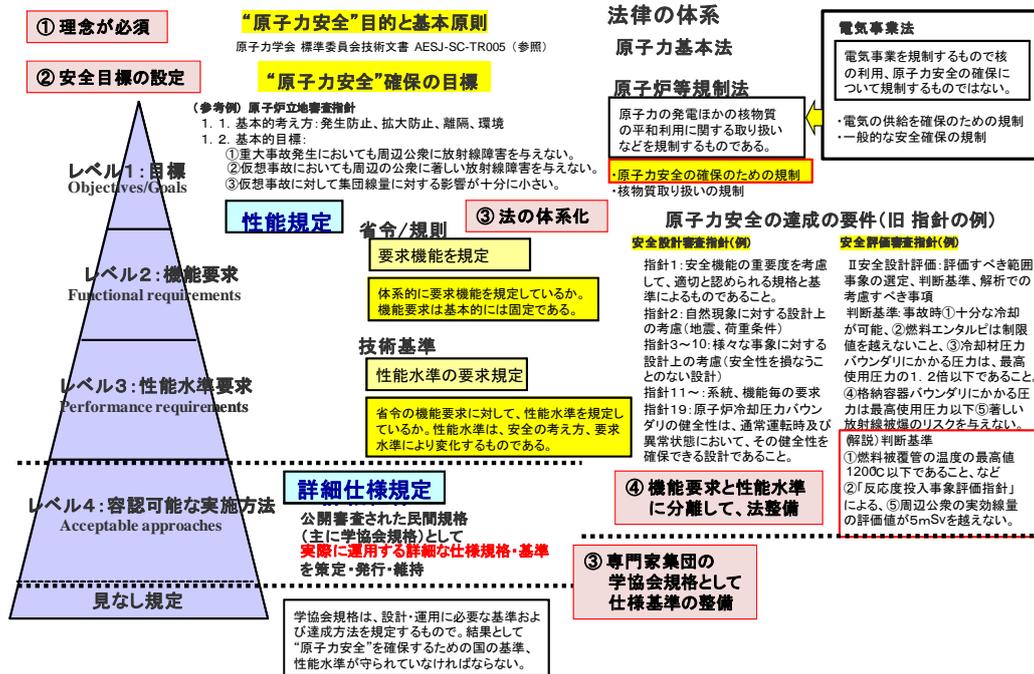


図2. 1. 1-6 原子力安全確保の基本体系—あるべき姿

このように定義することで、全ての規制基準、民間規格としての学協会規格などの体系が、「原子力安全」の確保につながる一貫した体系として明確に位置づけられる。原子力発電を含め原子力の平和利用において、「原子力安全」の確保が最も重要な要素であると位置づけられ、これを満たすための国の法律から始まる原子力安全確保が体系化されたものとなる。図2. 1. 1-6に示す安全確保体系のレベル4の容認可能な実施方法として示される学協会規格である仕様基準は、この安全規制の性能水準をいかに守っているか、また守っているかということを確認できるものでなければならないものであり、性能規定をいかに明確に示すことが重要かということが重要なポイントとなると考える。

特に新たに策定された国の規制基準が、旧の規制基準とその展開である学協会規格の仕様基準で設計・建設された運転プラントに適用して行くに当たり、これらの関連を明確にして行かなければ適正に適用されない。システム安全の評価では、これを明確にすることが求められる。

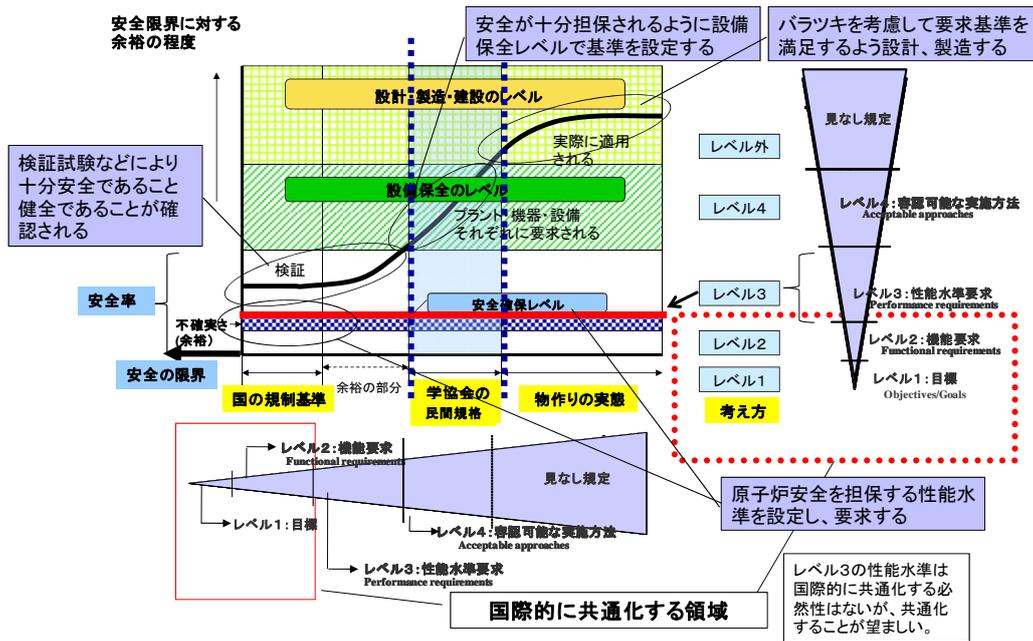


図2. 1. 1-7 規制基準と民間規格の定量的安全レベルの比較

2) 安全の限界への対応の考え方

再度、「安全の限界」とそれへの対応についての考え方を示す。一般論として、実際に物が壊れるということは、容易ではない。そこには暗黙知の大きな余裕があり、日常、その暗黙知を越えるような事態はほぼ起こりえず、暗黙の余裕の中で安心して生活しているのである。一般に家庭で使われる製品ではどうか。図2. 1. 1-7を参照しながら考えてみる。家庭で使われるような製品では、通常“もの”は破壊の限界、「壊れる」という状態が明確であり、実証試験での検証がほぼ一致する限界となっている。一方、工業製品でのものづくりでは、ばらつきや破損まで至らない変形等を限界としての余裕を持った安全確保の基準を与え（機能要求や性能水準規定）、それに応じた設計規格を設定し統一的な設計基準として製品が造られている。その上で、実際の製造（ものづくり）では、設計上の余裕に加え、現場に適用される製造基準や工程での余裕が加味され、破壊の限界に対しては、極めて大きな余裕を持つことになっており、このような場合の破壊に対しての安全は、明確にならない不確定要素が多々あり複雑系であればある程その精度はよくないが、これらの積み上げである程度は評価することができる。

「原子力安全」の確保の観点から、どのように実現されているのか、を考えてみる。図2. 1. 1-7に示すように、規制のそれぞれの段階で満足している安全の水準は異なる。レベル3の要求性能水準、レベル4の民間規格の水準、またレベル外として位置づけられる実用段階としての“ものづくり”の段階での水準の関係を示している。縦軸は、安全の仮想水準と定義し、安全と不安全の限界を設定するもので、ここに示す“安全確保レベル”以

上の縦軸が安全の裕度(余裕の程度)を示す、という概念である。「原子力安全」という視点では、レベル1の「目標」、レベル2の「機能要求」をどのように定量化するか、は大きな課題である。通常、レベル1、2は安全の領域を定義しているだけであるが、レベル3では“不確実さ”まで考慮した安全が確保される最低限の保証レベルが定義されるという考えである。この“安全確保レベル”というのは、様々なステークホルダによるコンセンサスで形成されるもので、十分な経験や議論により“合意”として位置づけられる。この最低限の安全要求レベルに対して、例えばシステムとして総合的な評価として十分に満足していると検証されるのが、実証試験、確認試験などであり、「システムとして性能水準を満足している」と、機器、個々に検証できなくとも全体として実証できるということはこのような考えに基づくものである。ここで難しのは、このような評価は想定に基づくものであり、想定する限界、条件での検証であることから、今回の福島事故の教訓で得た、想定を超える事象への対処も考えておくべきである、ということに対しては答えられていない。しかし一方、レベル4の民間規格においては、安全確保のために設備保全の観点からの基準を規定すれば、十分に安全を担保できると判断し、余裕のある基準を設定することが多く、安全限界に対しては結果的に余裕が大きくなっている。従って、“ものづくり”では、この基準を更に満足するべく製作、製造などでのバラツキを考慮して更に余裕を持った基準を用いて設計製造を行うのが一般的となっており、そこには安全限界から見れば、更に大きな余裕を持つことになる。

このように「原子力安全」の確保という観点からは、安全確保の体系を明確にして、どのような条件ではどこまで担保されるのか、を明確にすることが必要であることがわかる。

そこでまず、原子力の平和利用に係わる原子力安全確保の体系を、

- ① 原子力安全を中心とした規制の体系とする、
- ② 原子力安全確保の要として「原子力安全の基本的考え方」を最上位に位置づけ、安全確保基準の分類と再構成を行う、
- ③ 機能要求、性能水準要求、詳細仕様の体系を明確にして、規制基準、学協会基準の策定に取り組む、

として整備することが必要である。

その上で、具体的には以下に示す課題に取り組むことが重要である。

- ・ 深層防護の各層での定量的な達成目標の策定
 - ・ 性能水準として規定すべき最低水準としての要求機能に対する判断基準の策定
 - ・ 「原子力安全」の確保の観点から体系的な取組み、「システム安全」の概念の策定
- 詳細な検討は、別項に示す。この概念は本来、設計に対して適用するものであるが、福島の事故を見ても明らかなように、運転プラントにおいては現実的な機能劣化があり、さらに、設計時に適用した安全基準が、時間経過とともに新たな知見等を得て変わって来ることから、運転プラントの現状の安全評価や先を見通したシステム安全の評価をいかに

行うかが重要な課題となっている。

3) リスクから見た社会との接点

「リスク」に目を向けることが重要である。すなわち、社会リスクの中での様々なリスクを考え、原子力利用の“正当性”を明確にするとともに、原子力リスクを扱うことが必要であり、その上で原子力リスクの監視、低減、抑制、加えて規制の方策を考えて行かなければならない。

どのように正当性を説明し、世の中の理解を得るか、ポイントを捉え、明確にしなければならぬが、難しい問題である。

それに基づき、原子力利用のリスクに目を向けて、リスク低減を図る方策を提示することが必要である。その方策に取り組む上で、福島での事故は、「機能喪失」ということが重要であると浮かび上がってきた。そこで、原子力安全に必要な「機能」に着目して、必要な機能はなにかをシステム安全の観点から分析し、分解して機能喪失のリスクとして扱うこととした。福島第一の事故では、津波により原子力発電所の安全上重要な機能が、一律にその機能を喪失してしまう、という事態が発生してしまったのであるが、この事故からどのようにこの“機能を確保するか”という視点が重要であると見えてきた。一方、設計基準を超える事象への対応が必要であるが、「深層防護」がしっかりできていなかったことから、この「深層防護」に目を向けた取り組み、すなわち設計基準内での機能維持から、基準を超えた時、すなわち過酷事故が発生する領域で、この機能維持をどのように確保することができるか、ということが十分に検討されていなかったことが、事故にまで進展した大きな要因の一つである。この基準を超えた時の対応がアクシデントマネジメント（AM対策）である。その観点から検討を進める。

4) 深層防護との関連

これまでの原子力発電所の建設では、プラント設計*での深層防護第1層—3層への対応が主であった。運転の領域に関しては、設計*をしっかりとやっていたら、「絶対事故を起こさない」という思想に取りつかれており、AM対策、設計事象を超えると言う事態は基本的には起こり得ないと考えられてきた。しかし、今回の福島第一での事故は、思いもかけずに設計基準を超える事象は起こりえるということが示され、“起こり得ない事態に備える”ということの重要性がよく分かったのではないかと。すなわち、改めて「深層防護」を考えると、これまでの機器ベースの健全性評価が主体の設計とマネジメントと言われる運用・保全を「機能」で連携させ、安全設計において視野を広め、運用においても設計基準を超える事態を受けて、機能を喪失した機器・系統に替わる設備を備えることや対応をすることで、必要な安全確保の役割を十分に果たすようにすることが見える仕組みを構築しなければならない。

深層防護における、プラント設計とそれを越える領域のアクシデントマネジメントの考え方を整理しておく。(図 2.1.1-8)

深層防護の第1層（レベル1）は“通常運転の領域”、レベル2は“異常の検知と通常系による常態への復帰”、レベル3は“基準事故の発生に伴う安全系による事故の収束”である。この仕組みを担保させているのがプラント設計である。これは主に、機器ベースの設計であるが、同時に求められる機能を満足させるものでなければならない。この領域の前提は一定の基準とする条件が与えられる。例えば、機器では単一故障基準とすることや地震動に対しての基準地震動などの条件で、プラントの安全が確保される設計を行い、製造、建設が行われる。

一方、このレベル3の設計基準を超える領域に入ったレベル4の領域は、シビアアクシデントマネジメントの領域である。ここは設計基準を超える様々な事態に対応してマネジメント、様々な取組みを行う領域である。シビアアクシデント、すなわち放射性物質の大量放出の事態、の発生を防ぐための手立てをとることである。これは、発生した事態に対して想定されるシナリオを考えながら、様々な手段を取って、シビアアクシデントの発生を防ぐ。究極の対応は、可搬型の電源やポンプを使って、炉心を冷却することであろう。しかし、実際には通常の電源やポンプなどの機器のあるものは使えるものであり、それらを有効に使い事態に応じた対応をすることがマネジメントである。従って、どのようにすればいいか、どのように対応できるか、考えられる様々なシナリオに対応して、様々な可能性を考えた事前に準備し、訓練しておくことが大切である。

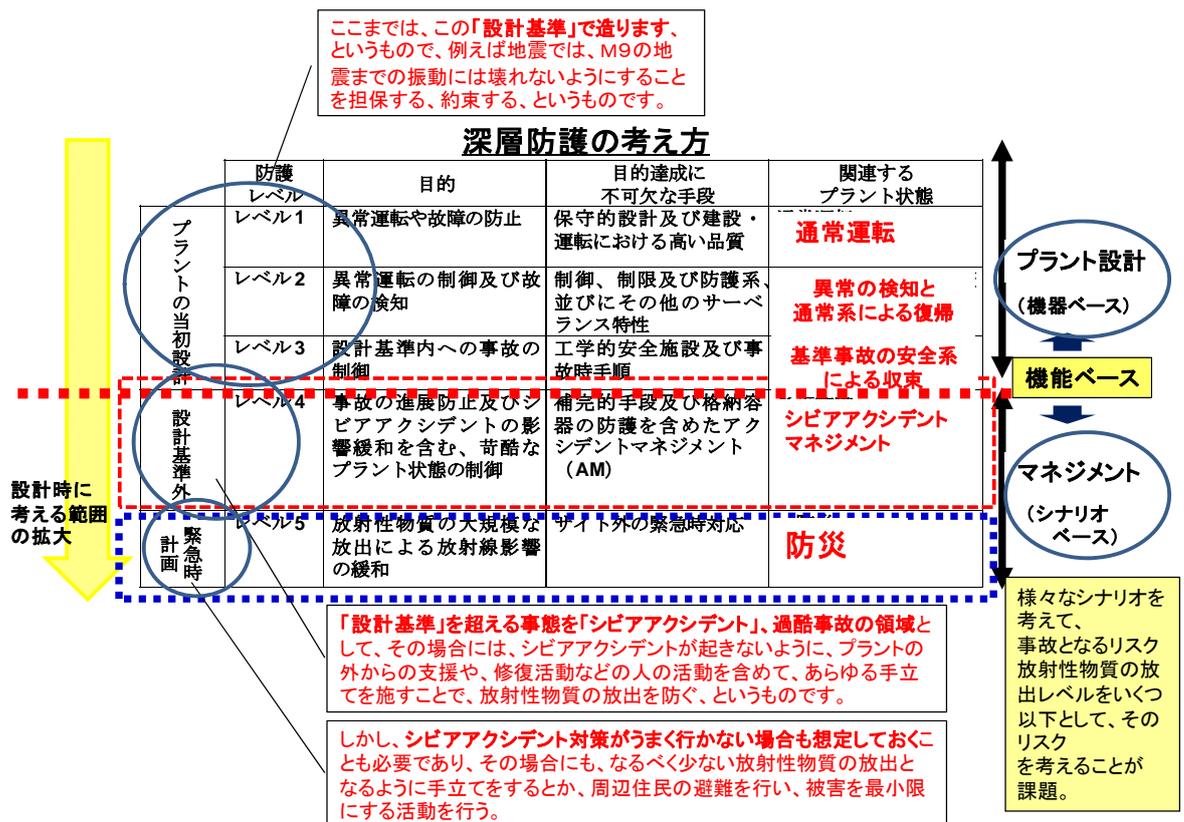


図 2.1.1-8 深層防護の各層の役割

5) 基本的な考え方

プラントの運転時間と信頼性(機能維持：機能喪失リスク)の関係において、設計建設からの時間とともに機能劣化が進むということ、構造材料の劣化にのみ着目するのではなく、「機能」そのものに着目し、機器や系統が持ついくつかの役割をそれぞれの機能で現し、それが時間と共にどのように劣化するかを評価して必要な機能を満足しているのかを、機能の喪失確率、リスクにより評価する。この時、世の中の進化に伴い新たな知見が得られ、安全に対する考え方の変化や現象のメカニズムが明確になることで、安全設計基準が変化 (Obsolescence) する。これに対応し、評価基準の変化や安全の考え方に基づく設計の見直しの、運転プラントへの反映を適切に行うことも忘れてはならない。開発のシステム安全の評価法は、適切に「今」の時点での安全評価を行えるようにするものである。

運用から時間がたった時点(運転プラント)での、機能が劣化することで機能を喪失する評価を系統全体で行う。その時に 基準となる制限値や安全の仕組みを設計時ではなく、現時点のものを採用して評価することで、課題が浮かび上がり、必要な対策が見えて来る。図 2.1.1-9 に設計から建設、運転の流れの中での機能劣化と安全基準の変化の関係を示す。

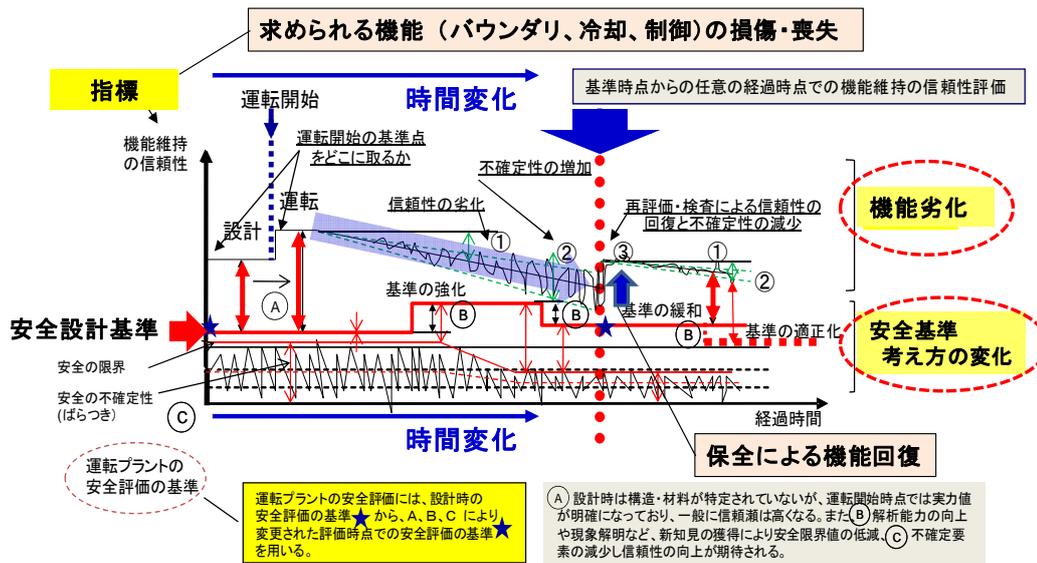


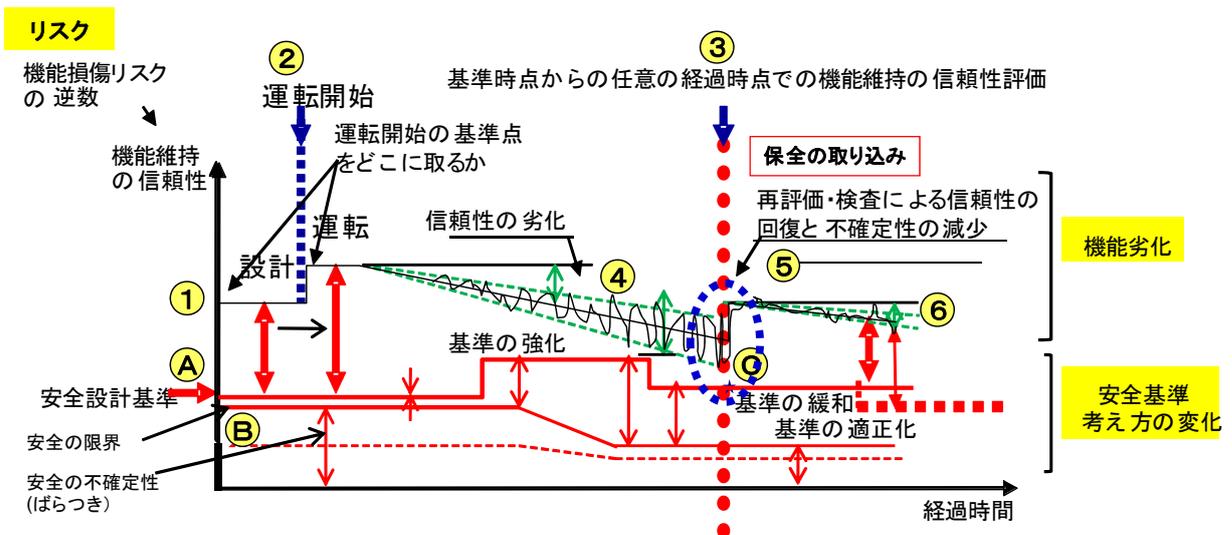
図 2.1.1-9 システム安全の評価手順

「システム安全」としての評価手法、特に経年プラントとして、特に運転プラントとして、プラントの建設後、どの時点においても定量的に安全のレベルを知ることができる仕組みを提供するものである。その概念を以下に示す。

まず、劣化事象は上述のように、単純な材料の劣化事象を扱うのではなく、機能と結びつけて劣化を評価するものである。さらに言うなら、システム、系統の機能の劣化を評価することであり、単独の劣化要因を扱っての評価ではない。機能を扱うことで、機能の定量化、またその変化の定量化ができるということが重要なポイントとなる。

システム安全の評価のポイントは、一つはこれまで述べて来たように、運転のある時点（どの時点でも可能とするものであるが）で、系統の機能の信頼性を評価して、「原子力安全」に対する裕度を定量的に得ることである。もう一つは、その評価に際して、安全基準を明確にし、これまで執ってきた基準の変更は遡及しない方針を変え、当該プラントの設計・製作・建設時の基準から評価時点の基準に置き換えて評価するものである。すなわち、この考えは「バックフィット」ルールを適用するというものである。加えて、第三点は福島事故を踏まえると、安全評価は外的事象、自然災害のような大きな外力が加わった時の、原子力安全に対する信頼性を評価する必要があるとの考えを取ることである。図 2.1.1-9 は、主に安全基準については（3）章でも示したが、安全の基準というのは、その限界値は必ずしも定量的に明確に示されるものではない。安全設計基準でも同じであり、定量的に示される場合は少ない。しかし、「原子力安全」においては、安全目標として定量的に示されている。例えば、事故時の敷地境界での死亡リスクを 10^{-6} 以下として

おり、また、放射線障害を受けないための許容値を定めている。更に、これを守るための性能目標を定め、CDF(炉心溶融)のリスクを 10^{-5} としている。このように最上位の限界を定めている。しかし、これを系統や機器、部品の設計にまで落とし込む段階では、要求に直接一対一で対応する基準を示すことは難しい。そこで、それぞれの機能の達成基準、安全設計基準を定めて設計し、その安全評価を行うことで目標とする安全性能の要求が達成できているかを確認するのが妥当と考える。しかし、実際は全体の安全基準と個々の設計基準との関連を明確にすることは難しく、デバインド・アンド・コンカーと言う分割統治、若干ニュアンスが異なるが、一定の規則、管理に従い、それぞれの分野(項目)で独自に管理すれば、全体として整合性がとれるものとなるという考えが取られてきた。経年プラントでの評価では、時間が経ち安全基準が変わってきているのであるが、全体としての整合性のとれた定量的な評価が行われてこなかったことから、個々の基準も見直すことはなく、取り扱われている。しかし、実際には、30年40年も経つと、安全基準の考え方はもちろん様々に変化してきており、厳しくもあり、緩くもある。対象に応じた適切な処置が必要である。特に、個々で取り組もうとしている、機器単体ではなく、機器の関連、システムとしての構成、また機能の影響の伝搬など様々な関連を明確にした上での、総合的な安全評価がこのシステム安全の評価である。



- 凡例 機能劣化：① 機能の劣化傾向・性能指標の定量化
 ② 機能劣化の不確定要素の把握
 ③ 検査・監視結果を基にした再評価による信頼性の向上
- システム安全 評価基準の高度化：
 (A) 設計から運転(運用)への再評価
 (B) 新知見による基準の強化、緩和
 (C) 新知見・データの蓄積による不確定性の低減

図 2.1.1-10 経年プラントのシステム安全の評価に適用する安全基準の考え方

ここで、特に図 2.1.1-10 に示された「機能劣化」と「安全設計基準」についての考え方を以下に示す。

運転(経年)プラントの信頼性(機能損傷リスク)の評価における課題

【機能劣化】

機能変化の起点〔基準〕をどこに置くべきか、の課題がある。プラントの〔設計時①〕を基準とすべきか、ということである。すなわち、例えば現在の〔評価時点③〕を行う時には、〔設計時①〕を起点とするか、〔運転開始時②〕を起点とするか、重要な課題である。わが国の原子力発電所においては、一般には〔運転開始時②〕のデータは少なく、〔設計時①〕を基準として評価をすれば、保守的な評価となる。従って、正確な劣化予測を行うならば、劣化特性④は、どこかで補完⑤が必要となる。現在の〔評価時点③〕からの予測⑥においては、信頼のある予測が可能となる。

【安全設計基準】

〔安全設計基準〕は、設計に適用する「安全基準」である。これは、いわゆる設計基準であり、プラントの設計当時の〔基準A〕は真値に対して〔ばらつきB〕などを考慮して定められている。〔評価時点③〕では新知見やデータの蓄積などにより変化しており、〔新たな基準C〕を安全設計基準として適用して評価しなければならない。

6) システム安全評価法の全体の流れ

システム安全の評価法の全体の流れを図 2.1.1-11 に示す。Ⅰ 社会との意識共有から始まり、Ⅱ 機能喪失リスクの設計基準と保全の取り込み、Ⅲ 深層防護のレベル4の評価、Ⅳ 環境への影響の流れでシステム安全が評価される。

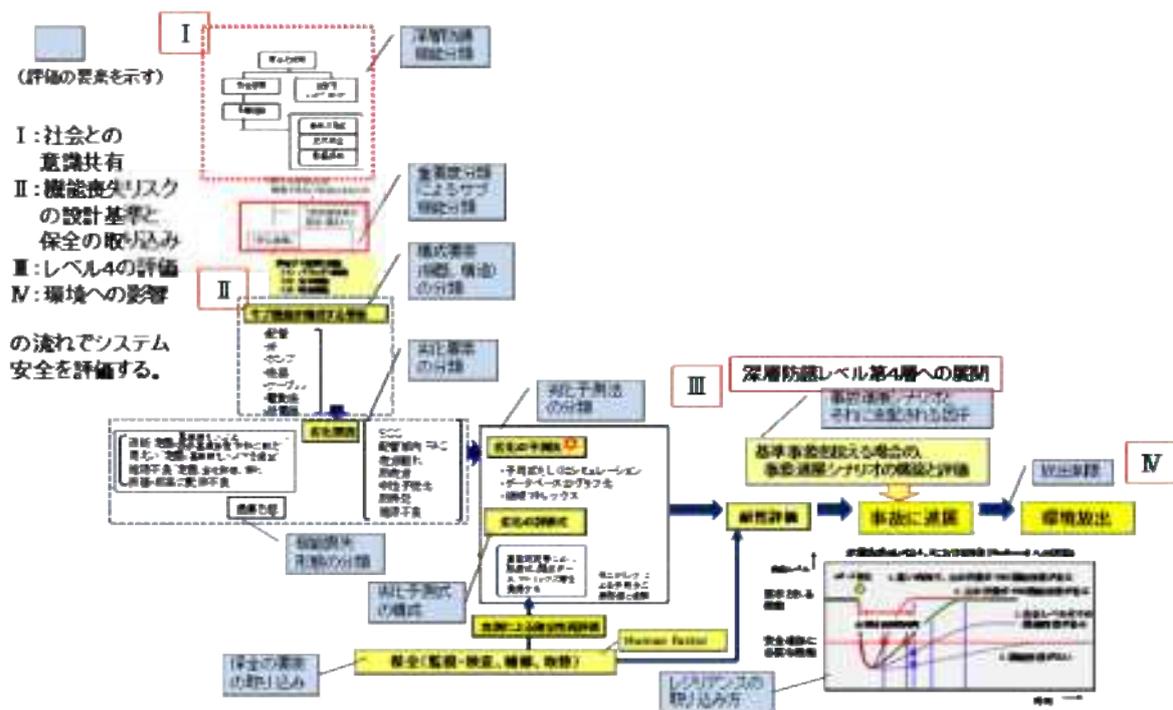


図 2.1.1-11 システム安全評価法の全体の流れ

I 社会との意識共有は、“稼働プラント安全評価手法の整備”の研究および情報基盤の研究の一部である“システム安全評価に資する知識ベース構築に関する調査研究”での市民（社会）との意識共有において、原子力利用の正当性の裏付けの中での社会リスクと原子力リスクの明確化がなされる。そこから、原子力安全には深層防護により確保されることが求められる。これは、国際的にも明確にされているものであり、この仕組みを社会に合ったものとしていかに構築して行くかということが以下の課題となる。

II この深層防護の考え方に従い、システム安全の評価法を構築する。

ステップ1で、まず、システムを明確にすることである。重要なもしくは主要な機能を中心に、そのシステムに含まれる機器や配管、特に状態を把握する計装と電源の種類などを明確にしておく必要がある。「システム安全」という観点では、機器や配管、計装、電源などの役割が多重化されており、他のシステムを重なることも考えられる。それが“システム”を考える重要な視点である。

ステップ2では、システム毎の役割である機能の明確化である。システムには様々な機能を持つ場合もあり、構成する機器の機能を明確にしなが、他の機器やシステムとの関連を捉えながら当該のシステムとして機能を明確にするものである。表に参考に示すように、これまでの分析によれば、多くの機能が個別機器の特徴、機能から定義されている。全体としてのシステムが持つ重要な「原子力安全」に係る機能は、次の3つの機能と考える。

- ① バウンダリ機能
- ② 冷却機能（炉心冷却を中心とした）
- ③ 制御機能（炉停止を含む、核反応制御を中心とした）
- ④ その他の機能の重要なものは電源がある

これらの機能を中心に、それぞれの系統が機能を分担すると同時に重複していることで安全機能が更に充実されることがシステム安全として重要な特徴である。

ステップ3では、上述で表したように系統を構成する機器などを明確にしつつ、その系統の機能を分析したが、その結果、それぞれの機能に寄与する機器や配管等の構造物、計装制御機器、電源機器などが明確になる。これを深層防護との関連でまとめることで、機能喪失との関係が明確になり、システム安全の評価につながる。

ステップ4にて、それらの機能を構成する要素である機器やその他の、劣化要素を明確にすることが必要である。すなわち、機器では核反応制御機能としての制御棒駆動機構のスクラム時間が劣化要素となるものであり、EDGの起動時間も同じである。構造の主要な要素である配管では、バウンダリ機能に対して基準の外力が加わった時に十分な耐力がなくなるといった劣化要素があり、同じように漏えいが発生するというシールの低下がある場合にはそれも劣化要素となる。

これらの要素では判断基準を明確にすることが必要となる。すなわち、機能喪失の形態を分類し、それぞれの喪失を定義して、判断基準を定めなければならない。

これまでは、劣化因子のみの評価、保全による対策、すなわち照射脆化、SCC、FAC（流れ加速型腐食）や熱疲労などの個別の劣化事象のみで構造材料の劣化評価を行ってきた、ここでは、これまでの高経年化、経年プラントの健全性評価手順を、劣化事象を複合的に扱い、機能として劣化を評価することを目指している。

事象で異常やき裂、時には事故に至ることが報告されている。しかし、システムとして評価した場合、特に外力を与えて機能評価を行うと、材料劣化の事象のみの重畳事象とはいえ、損傷に至る場合も考えられる。この評価の課題は、

- ①機能劣化もしくは機能損傷といくつかある材料劣化の個別事象との関係を明確にする
- ②機能損傷の評価における個別の劣化事象の重畳の扱い
- ③機能限界と個別の劣化事象の限界および管理限界との関係の明確化と評価

などがある

ステップ5では、この要素に働く劣化因子について分析評価するものである。明らかに劣化の要因が分かる場合には、因子は何らかの方法で定量化が図れ、劣化の予測法が明確に示される。それらは、安全基盤研究の成果により“予測式”として、また“データベースのグラフ=Trend Curve”や判断を示す“領域マトリックス”として粗得られる。その因子は摩耗、腐食、疲労、脆化、SCCといったものが考えられる。このように機能の劣化がいわゆる主に材料の劣化事象と関連づけて評価できるような分析が進めば、予測法への反映も容易となる。

ステップ6は、このように明確ではないものもある。ヒューマンエラーとか原因のわからない事象が因子となる場合である。「保全」と言われる分野では、監視、検査、補修、取替という安全の向上やその因子に影響する活動が行われ、様々に影響を与える。機能劣化の予測に影響するものであり、何らかの形で取り込むことが求められる。もちろん、人の関わりでの影響評価（Human Factor）の取り込みも必要である。また、事象が重なり合うような場合などには別途包括的な安全評価手法で取り扱うことも必要となる。

ステップ7は、機能喪失評価のステップである。評価に時点での、求める機能が喪失する確率をリスクとして定量化するものである。これにより「システム安全」の評価が行えるようになる。すなわち、安全評価の一つ、耐性評価として、機能喪失リスクに集約することもできる。

このように構築した“システム安全評価法”では、どの機能が喪失すると、どこに影響するか、の評価、すなわちこれがシステム評価であり、このリンクを評価して機能喪失の形態を明確にすることで、深層防護のそれぞれの機能喪失リスクの評価ができ、なにが、どの部分が弱く、監視が必要、保全が必要などの判断の情報を与えることができるようになる。

この深層防護の観点で、機能喪失をバックアップする展開も評価できる。

例えば、冷却機能では、通常系の給復水系が損傷すると、通常系の RCIC 系が働き、CRD 系が作動し、高圧 ECCS 系がバックアップし、次にいわゆる非常系の ECCS 系が作動する。それでも求める機能が得られない状態となるなら、AMとして用いる設備を作動させる、という流れが見えて来る。

同様に、制御機能では、原子炉の緊急停止・未臨界維持（制御棒による）、次にホウ酸水注入系による未臨界維持が働き、最後にAM時の設備を作動させる。

今回の福島第一の事故では、ここで示す共通系の電源系が大きな要素となっており、これが多重化・多様化の効果を適用してもその役割が果たせなくなると、一気にAMとして求められる設備にその機能が求められ、その役割が大きなことがわかった。

Ⅲ 深層防護の第4層の設計基準を超える領域（AM）での耐性評価「システム安全」の評価手法について検討する。

これは、異常から事故に進展する可能性を評価するものである。AMによる必要な安全確保の機能の回復について評価し、システムとしての信頼性を求める。

このAMの領域を様々な事象に対する様々なシナリオをベースとして評価する仕組みを構築する必要がある。第4層の領域は、既に設計基準を超えた領域であるので、設計基準での耐性評価と同じ考え方では成り立たない。すなわち、この層に合った基準を置く必要があるが、深層防護の理論を検討する今後の課題として残し、ここでは以下の前提を置く。

- ① 第4層に設けられた設備は、稼働することを前提とする。

- ② シビアアクシデント（SA）の要因の発生は、様々なシナリオを想定し、シナリオ毎の対応を検討する。
- ③ SAを起こさない、防止を目的に評価する。
- ④ SAの発生には、漏えい以外は深層防護の第5層として放出放射能の低減策を評価する。

従って、シナリオをどれだけ想定するか、ということで原子力安全の確保への信頼性が高くなる。

図 2.1.1-12 には、第4層での評価の一例を示した。津波の例でのシナリオを示したが、このシナリオで、何を仮定し、何を評価すれば、プラントの耐性が評価されるか、の検討を行わなければならない。各プラントにより、津波ハザードの程度が異なること、設備の事情が異なり既存設備の耐性が異なること、AM策が異なることなどの考慮が必要である。また、機能喪失に対する復帰能力（レジリアンス）についても、訓練の実績などを考慮した耐性評価を行う必要がある。

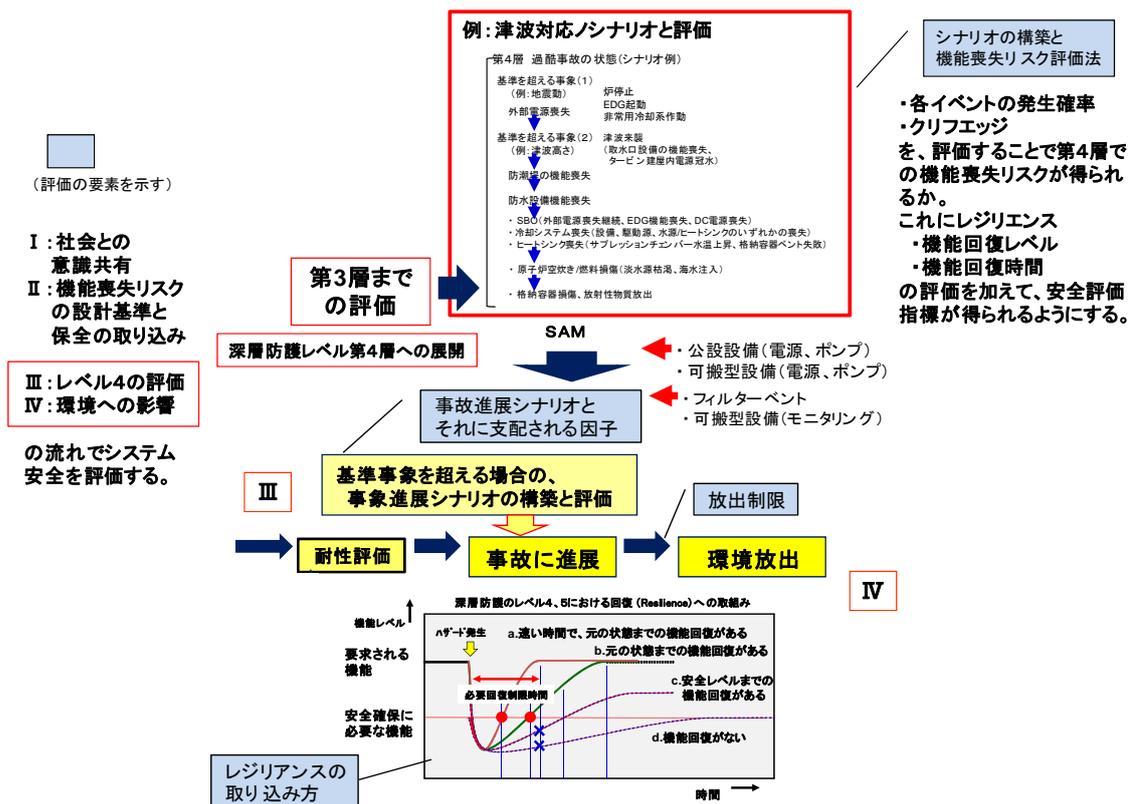


図 2.1.1-12 システム安全評価法の深層防護第4層での評価

重要なポイントの一つが、レジリアンス力（回復力）である。機能喪失への対応は、必

要な時間に必要な最低限の機能を回復することが必要であり、代替機、システムによるカバー、人による代替えなどが重要な要素で、どのように評価に組み入れて行くか、ということへのチャレンジが必要である。図 2.1.1-13 は、ハザードの発生から機能の喪失・低下、復帰の時間、安全確保に必要な機能の程度の関係を表す。

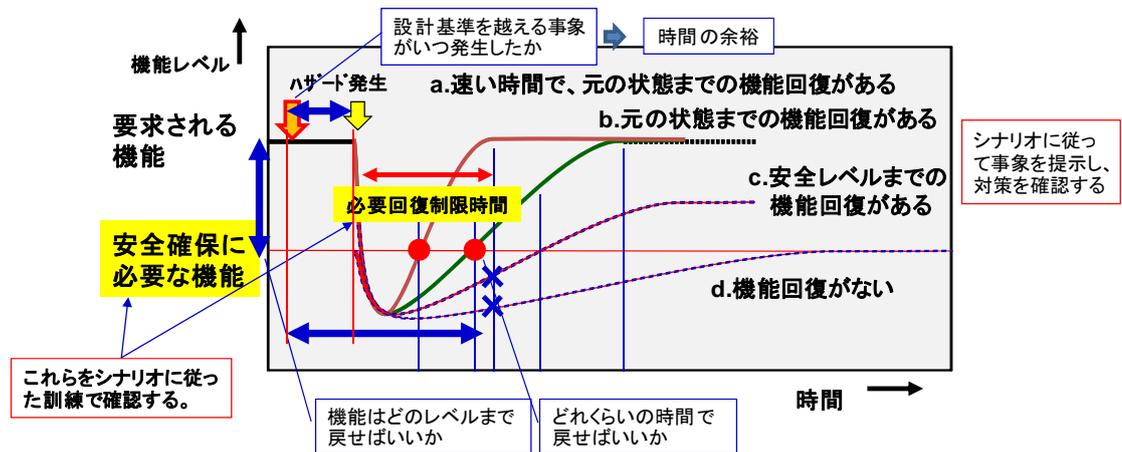


図 2.1.1-13 レジリエンス（回復力）の導入

7) 運転プラントへの「システム安全評価法」の適用

(a) 運転プラントへの適用の考え方

このように構築した“システム安全評価法”では、どの機能が喪失すると、どこに影響するか、の評価、すなわちこれがシステム評価であり、このリンクを評価して機能喪失の形態を明確にすることで、深層防護のそれぞれの機能喪失リスクの評価ができ、なにが、どの部分が弱く、監視が必要、保全が必要などの判断の情報を与えることができるようになる。

この深層防護の観点で、機能喪失をバックアップする展開も評価できる。

バウンダリ機能では、各部位の漏えいとバウンダリ機能の維持との境界を定義することが浮かび上がってきた。本来の重要な要素である、圧力容器・配管がその機能を喪失すると、格納容器がその機能を果たす。これまでは、同じレベルでは見られてはいないが、これが見えてくる。

冷却機能では、通常系の給復水系が損傷すると、通常系の RCIC 系が働き、CRD 系が作動し、高圧 ECCS 系がバックアップし、次にいわゆる非常系の ECCS 系が作動、それでもだめなら、AM設備が作動する、という流れが見えて来る。

同様に、制御機能では、原子炉の緊急停止・未臨界維持（制御棒による）、次にホウ酸水注入系による未臨界維持が働き、最後に AM 設備が作動する。

今回の福島第一の事故では、この共通系の電源系が大きな要素となっており、これが多重化・多様化の効果・役割が果たせなくなると、一気にAM設備に機能が移り、その役割の大きなことがわかった。

「原子力安全」を確実にするため、運転プラントに適用するべく”システム安全”の考えを導入し、運転プラントのシステム安全の評価をどのように実施するか、を検討してきた。これはとりもなおさず、新たな安全の取組みを運転プラントの適用するバックフィットであり、バックフィットをどのように実施するかを検討することに他ならない。

ここでは、これまで検討してきたように、運転プラント、すなわち経年プラントの安全評価においても、安全評価を行う時点での新たな基準に従って行う、という考え方であることを提示しておく。

(b) 適用への課題

システム安全評価法の適用に当たっては、いくつかの課題がある。一つは図 2.1.1-14 に示すように、A に示されていることは、本来の実力が把握されていない、という問題を提起している。また、B には、現在の機能評価を行うにあたり、機能劣化の起点が特定できず、現在新たな安全設計基準が決まった場合、実力値を評価するのは難しい状況である。すなわち、確定論でのバックフィットは難しく、確率を用いて機能喪失のリスク評価を行うことで新しい安全設計基準に対して、どの程度の満足度になるかを評価することができる。

しかし、ここで示した課題、問題点に対応する仕組みを検討し、安全評価においてコンセンサスを形成しておく必要があると考える。

一つは運転プラントの安全評価を行うということは、運用開始からの変化を捉える事が必要であり、対象となるものがない設計段階での評価ではなく、実際に運用されている製作・建設後の運転段階での実力からの変化を評価することが必要であるということである。一つは一般論であり、現実には難しい課題である。安全系の系統分離を 2 系統から 3 系統に増やすとか、EDGに多重性とともにも多様性を持たせるという要件は、定量化しにくいものでもある。できないものではなく、リスク評価等により取り組むことが可能となる。現象の解明により不安全な方向に進むこともあるが、圧力容器の設計基準のように、ASMEではデータの蓄積により不確実性が減少し、安全率の数値が減少している。こういうような変化を踏まえながら、as-is での運転プラントの安全評価を行うことが必要である。

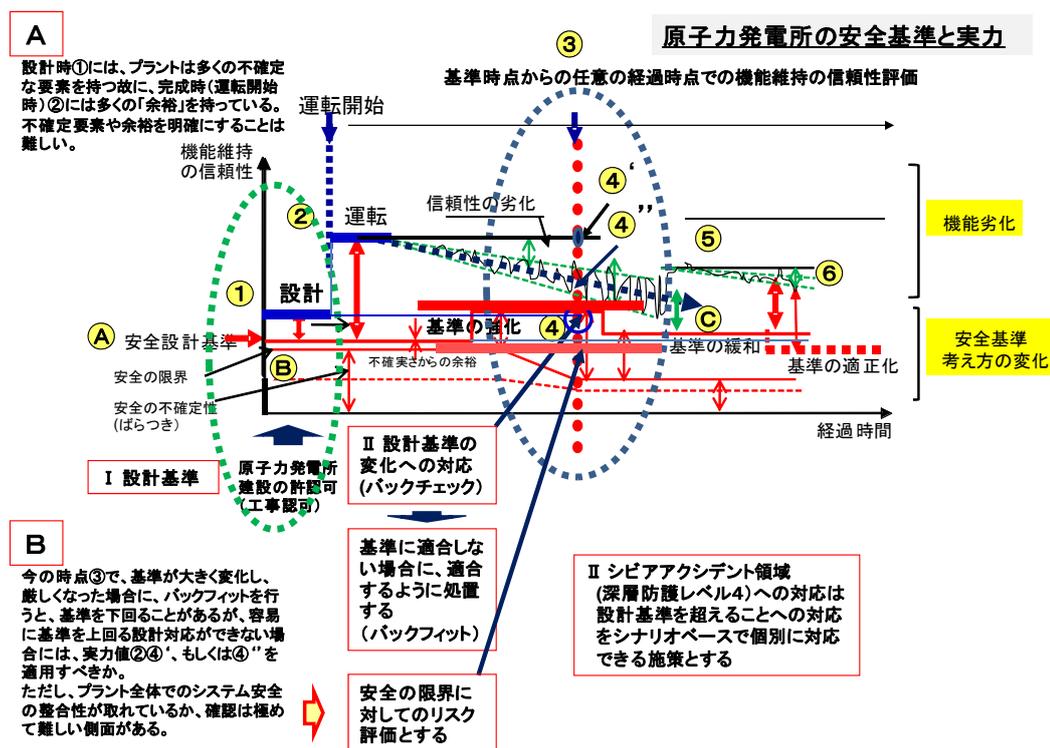


図 2.1.1-14 原子力発電所の安全基準と実力

評価モデルによる劣化の予測をベースとしており、予測式を用いることで評価は容易となる。しかし、現象評価では必ずしも満足な予測式は得られていない場合が多い。すなわち、プラントデータを基にした Trend Curve が基盤であったり、ある環境条件での劣化のマッピングであったり、様々な形態がある。もちろん、予測式においても予測精度が課題である場合が多い。従って、機能評価に対して様々な影響する場合があります、その適用に際しては十分に検討しておく必要がある。

(C) まとめ

開発された本プログラム、「原子力発電所のシステム安全評価プログラム」には以下の特徴がある。

【特徴】

1. 保全指標と安全指標の相違

本プログラムは、運転中のプラントへの対応、すなわち保全行為によりプラントの信頼性を定量的に示す指標を得るものであり、プラント全体の使用のみならず、個別のシステムや機能の指標も得ることができる。また、従来のCDFやCFRなどの安全指標との関係性を評価することで、原子力安全を確保するための指標としても活用することができる。重要な特徴は、検査・補修といった保全を含めた影響因子を取り込

んだ評価指標である。

2. 機能の定義と機能喪失、機能損傷

機能は、「止める」「冷やす」「閉じ込める」が基本であり、それにエネルギー供給・電気供給機能を加えて基本機能とする。機能を失うことが機能喪失である。しかし、特に「閉じ込める」には、漏えいという機能の劣化状態がある。それを機能損傷という。漏えいのレベルを規定する必要がある。

3. 安全基準の定義

規制基準もしくは仕様規格を充てる

4. 第4層の評価は、シビアアクシデントへの進展か、機能回復か

機能を回復させる保全、レジリエンスの方法を示すと同時に、シビアアクシデントに進展して、炉心損傷・炉心溶融への進展を定量評価する。

5. 燃料評価をどのように取り込むのか

事故時の燃料挙動、限界評価に適用する。今後の検討。

6. 漏えいの取り込み方

「閉じ込める」機能の劣化としての漏えいの評価基準を与える。漏えいを分類し、それぞれの定量化を行い、閉じ込める機能の評価に適用する。漏えい評価の提案による。

7. 熱疲労の取り込み方

熱疲労の可能性の場所の特定が必要だが、当面、J S M E 基準を適用して評価する。

8. ケーブルのシステム評価と機能分類での対応

ケーブルのシステム安全は、ケーブルと、継電器、端子の分類と、パワーケーブルと計装ケーブルに分類する。信頼性データが不十分であり、定量評価は今後の課題である。

9. データジャケットのデータベースへの取り込み、データベースの要望

様々なデータ群の明示をデータジャケットとして整理する。研究成果を取り込むデータベースの構築を行う。

10. 社会の便益（ベネフィット）のシステム安全との関係性

便益として明確にするものはなにか。社会リスク、原子力リスクのバランスと安全目標の達成。

11. コンクリートのシステム安全への取り込み

コンクリートのシステム安全への取り込みは、コンクリート構造全体の時間劣化、地震による劣化を取り込む方策を検討する。

【「システム安全」評価手法の開発における課題】

1. 安全基準の定量化と最低限と最高水準の取扱い

設計基準を安全基準とする。実際の安全基準との差異の明確化は今後の課題。

安全基準に対する余裕の評価は、例えばストレステストで得られる。もしくは、リス

ク評価により安全水準の比較定量化ができる。

2. 経年の起点をどこにすべきか

現状は、安全審査、工事認可での設計基準を起点とする。今後の新設プラントでは、運用前に最終安全解析報告書 (Final Safety Analysis Report) を起点として評価する。

3. 機能損傷/機能喪失の定義- 劣化との違い

機能は、基本機能を「制御」、「冷却」、「バウンダリ (格納)」とし、さらにサブ機能を系統ごととしており、その基本機能を定められた、求められている値を守れなくなることを「機能喪失」とし、低下することを「機能損傷」とした。様々な要因で材料の劣化やシールの劣化などにより、機能を低下させ、喪失させられる。「漏えいも、機能損傷の一つである」

4. 余裕の与え方、取り方、評価

基準や実際の現象にばらつきがあるため、定める安全基準には余裕を持たせる。余裕の絶対値の見積もりは難しく、正しくは得にくい。経験により十分に余裕のある基準を定める。それを設計基準として置く。

5. 設計基準を超える定義

設計基準は、実際の安全を脅かす基準に対しては十分な余裕のあるものとされている。しかし、この第3層までの安全確保の基準を第4層に入ると判断することが妥当か、もしくは「第4層」の定義を別途設けなければならない。

6. 第4層の定義 機能回復までを考えるか

設計基準を超える事態を第4層とするか、上記の判断と同じ。この場合の機能回復により、シビアアクシデントに至るのを防止する、ことがシステム安全の基本である。

7. データベースの共有化の必要性

- ・この事業での評価法の構築の一環として共有するデータベースを構築すると、データの管理が容易となる。
- ・このシステム安全の評価法、データベースを規制と被規制の共有とすることは、評価の透明性が確保される。

8. 評価法の一元化と規制評価

評価法の高度化、国際化に展開することは適切と考える。

9. 規制機関での活用と事業者での活用、メーカでの活用、学术界での活用、プラントシミュレータへの展開が期待される。

(11) PLM 基準、PSR 基準

日本原子力学会は、所謂 PLM 基準と PSR 基準を関係する人々の理解のために標準として制定している。本項は、福島第一事故を踏まえ、これらの基準のあり方について、俯瞰的な立場から見直しを行うものである。

PLM 基準：原子力発電所の高経年化対策実施基準 AESJ-SC-P005

PSR 基準：原子力発電所の定期安全レビュー実施基準 AESJ-SC-P004

なお、PLM 基準と PSR 基準が規定している内容(概略)を添付-1, -2にまとめている。

1) PLM と PSR の狙い

PLM と PSR の狙いを端的に示せば、以下となる。

PLM：原子力発電所を構成している機器等に想定される経年劣化事象が安全機能に与える影響を評価し、その改善を図る。

PSR：「保安活動の実施状況の評価」、「最新の技術的知見の反映状況の評価」および「確率論的安全評価」により当該プラントが最新のプラントと同等の高い水準を維持していることを確認するとともに、必要な改善を図る。

2) PLM についての検討

(a) 設備の高経年化についての認識

PLM の対象設備は、安全機能を有する系統・機器としており、これらの高経年化についての認識は以下と考えられる。

- ・機械品は基本的に 40 年の寿命で設計されているため、40 年運転を考えると本来、経年劣化評価は不要と考えられるものである。40 年の寿命を有しないものは、定期的に交換される消耗品になる。例外として、不具合でその解決策が見つからない部品等がある場合、その部品等は 40 年の寿命を有しない消耗品の扱いと考えられる。

安全機能を有する系統・機器の場合、定期的に(分解)点検が行われており、今までのプラントの運転経験から、事業者は適切な保全計画を有していると考えられる。

- ・一方、電気品は、定期的に交換する扱いのものと考えられる。しかし、ケーブル等、40 年の使用を前提としているものが例外として存在する。

- ・なお、福島第一事故における調査報告書は各機関が作成しているが、それらにおいて、設備の高経年化のために事故対応に支障があったとの報告はなされていない。

(b) PLM の位置づけの変更

- ・設備を維持している事業者が PLM 評価を行うのは、自分の行っている活動を自分で正当化していることになり、体制的に合理的ではない。本来、当該事業者以外の第三者にあたるものが、全体を俯瞰的に評価すべきものとする。

- ・そこで、保安検査官にこの第三者の視点での評価を行わせることが考えられる。

- ・保安検査官は、常にサイトに出入りすることで、設備を健全に維持させるという事業者と同じ目線に立てば、プラントの系統・機器の状況は捉えられるはずである。

- ・保安検査官は、系統・機器の分解点検結果の調査、定検での工事内容の調査、運転状況の監視等により独自に調査を行い、高経年化プラントの健全性に対する評価を行う。
- ・これにより、系統・機器の健全性を維持させるという面においては、保安検査官と事業者は同じ目線に立つことになり、国と事業者のコミュニケーションの向上が図れることになる。また保安検査官の能力向上にもつながり、規制庁の人材育成の一助となる。
- ・今後の課題として、米国等の海外で、PLM に相当する評価がどのように行われているか調査が必要と考えられる。

3) PSR についての検討

(a) PSR の評価作業

- ・PSR の評価は、次の 4 項目からなる。
 - A. 保安活動の実施状況の調査・評価
 - B. 保安活動への最新の技術的知見の反映状況の調査・評価
 - C. 確率論的安全評価
 - D. 有効な追加措置の抽出とその実施計画の策定
- ・主の評価は B, C の 2 評価であり、最新の技術的知見により変更した設備等について、PRA によりその影響を評価するものである。対象の 10 年間に進展があった技術的知見は数が限られ、それにより設備変更を行い、PRA (PSA) の結果に影響を与えるような項目件数はほとんどない状況になると考えられる。すなわち、10 年毎の PSR 評価作業結果は、10 年前とほとんど変わらないことになり、これは継続的改善を行っていないことと同じである。
- ・なお、B の最新の技術的知見の反映については、バックフィット制度の適用により、規制 機関が作成する法律等に反映されたものについては、全てのプラントに反映されることになる。しかし、事業者が自主的に技術的知見を反映する場合については、その判断基準が現状明確ではないため、今後検討が必要である。

(b) PSR の評価内容の変更

- ・福島第一事故の反省として、事象が深層防護の第 4 層に突入するシナリオを継続的に考え、その対応法について常に知恵を働かせていることが重要と指摘されている（マネジメント力の向上）。シナリオを継続的に考えていくことは可能であり、各シナリオについて PRA を実施し、シナリオにより引き起こされる事象の厳しさを評価することは重要である。
- ・そこで、PSR で実施する PRA の対象事象は、抽出されたシナリオとすることが考えられる。これにより、各プラントの PSR 評価から多くの PRA 評価結果が蓄積されていくことになり、わが国として各シナリオの厳しさを評価できるようになる。

4) まとめ

PLM と PSR について、福島第一事故を踏まえ、俯瞰的な見直しを行った。

この結果、PLM 業務を保安検査官が独自に行う業務に変更することが考えられた。この変更のためには、米国等の海外での状況調査が重要と考えられる。また PSR で行う PRA の対象シナリオは、各プラントで継続的に抽出される第 4 層へのシナリオとすることが考えられた。PSR で行う最新の技術的知見の反映については、事業者が自主的に行う場合について、現状判断基準が明確ではないため、今後検討が必要である。

規制のニーズを検討し、日本原子力学会の標準を適正化することが必要である。

PLM 基準（原子力発電所の高経年化対策実施基準 AESJ-SC-P005）

PLM は、原子力発電所を構成している機器等に想定される経年劣化事象が安全機能に与える影響を評価するために行うものである。

本基準が規定する活動の範囲は以下の 4 項目となっている。

- A. 運転初期からの経年劣化管理
- B. 10 年ごとの経年劣化管理
- C. 高経年化対策検討
- D. 長期保全計画に基づく保守管理

以上の 4 項目の活動の前段階として、機器等の経年劣化事象並びに経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価に関する最新知見及び運転経験を、高経年化対策への反映要否の観点で調査・分析する。また、調査・分析結果は、高経年化対策へ反映する。最新知見及び運転経験としては概略次の内容になっている。

(1) 最新知見

- ・ 国の省令、指示文書など
- ・ 学協会の標準
- ・ JNES データ

(2) 運転経験

- ・ 公開されているトラブル情報
- ・ NRC の情報

以下、上記の A～D の活動内容について概要を示す

A. 運転初期からの経年劣化管理

(1) 対象機器

- ・ 安全機能を有するすべての構築物、系統及び機器

(2) 方法

- ・ 経年劣化メカニズムまとめ表を参照
- ・ 運転初期から、抽出した部位について劣化管理を継続する。

B. 10 年ごとの経年劣化管理

(1) 対象機器

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器

- ・炉心支持構造物

(2)方法

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリに限定されており、考慮する劣化事象が特定されている。

C. 高経年化対策検討（30年）

(1)対象機器

- ・安全機能を有するすべての構築物、系統及び機器

(2)方法

- ・基本的に、考慮する劣化事象が特定されている。

(3)総合評価

- ・評価結果と現状保全内容から、現状保全の妥当性を示す。

(4)耐震安全性評価を行う。

(5)長期保全計画の作成、技術開発課題の抽出を行う。

D. 長期保全計画に基づく保守管理

- ・上述の長期保全計画を保守管理に反映する。

PSR 基準（原子力発電所の定期安全レビュー実施基準 AESJ-SC-P004）

PSR は、「保安活動の実施状況の評価」、「最新の技術的知見の反映状況の評価」および「確率論的安全評価」により当該プラントが最新のプラントと同等の高い水準を維持していることを確認するために 10 年ごとに行うものである。以下の 4 項目の活動から構成される。

A. 保安活動の実施状況の調査・評価

- ・保安活動ごとに、実績指標の変化を評価する。また保安活動ごとに改善活動を評価する。
- ・経年劣化事象については、PLM 基準による結果を、評価結果とする。

B. 保安活動への最新の技術的知見の反映状況の調査・評価

- ・安全研究成果のうち、対象期間中に安全規制に取り入れられたものの反映状況を調査・評価。
- ・国内外の運転経験から得られた教訓の反映状況の調査・評価。
- ・電力共研や自社研究成果の反映状況の調査・評価。

C. 確率論的安全評価

- ・対象期間中の設備変更や運用変更を考慮し、内の事象に関する PRA を実施する。

D. 有効な追加措置の抽出とその実施計画の策定

- ・以上から抽出された改善点について、実施計画を策定する。

(12) 新規制基準が求める第4層設備（第三十七条対応）

新規制基準がシビアアクシデントに対して要求している設備は、設置許可基準規則の第三章第三十七条以降に規定されている。「重大事故等の拡大の防止等」について規定している第三十七条については本項で、第三十八条以降については次項で評価を行う。

第三十七条の解釈が、設置許可基準規則解釈に示されている。さらに審査官が用いる審査ガイドが、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（審査ガイド）に示されており、求められる新設備の例が示されている。

設置許可基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

設置許可基準規則解釈：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈

新規制基準が求める設備の妥当性評価を、「審査ガイド」の内容を評価することにより行うこととする。「審査ガイド」には「炉心損傷防止対策」と「格納容器破損防止対策」が示されており、1)項で「炉心損傷防止対策」、2)項で「格納容器破損防止対策」について評価する。

1) 炉心損傷防止対策

(a) 審査ガイドの炉心損傷防止対策と、本評価の評価の観点

審査ガイドが必ず考慮しなければならないとした事故シーケンス（シナリオ）は、BWRの場合、次の7事故シーケンスであり、そこに8のシナリオがある。

- (i) 高圧・低圧注水機能喪失
- (ii) 高圧注水・減圧機能喪失
- (iii) 全交流動力電源喪失
- (iv) 崩壊熱除去機能喪失
- (v) 原子炉停止機能喪失
- (vi) LOCA時注水機能喪失
- (vii) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

また、審査ガイドが示している「判定基準」と「評価条件」は以下のとおりである。

主な判定基準：燃料被覆管の最高温度が1200℃以下であること。

主な評価条件：

- ・7日間は外部支援がない
- ・出力、炉内状況等は現実的な値を使用してよい。
- ・故障を想定した設備の復旧は考慮しない。
- ・外部電源の有無の影響を考慮する。

- ・単一故障は考慮せず。

一方、本評価における評価の観点はこの通りとする。審査ガイドとは独立に評価するため、審査ガイドで示された対策例以上の設備が必要との判断になる可能性がある。

評価の観点：

- ・深層防護の独立性と前段否定を考える。したがって第 4 層としての設備で対応が取れるようにする*¹。
- ・実際の対応時には、第 1 層から第 3 層の活用できる設備もマネジメントでフル活用して対応することになる。このため、第 4 層設備には単一故障基準は適用しない。
- ・第 4 層設備として動的機器のみを考える。配管等の静的機器は、第 1 層から第 3 層の設備を利用しても良い、すなわち深層防護の独立性は要求されないとする。

(b) シナリオ毎の評価

審査ガイドが示すシナリオ毎に、新規制基準が求める対策例と、本評価による「対応策」とを対比して示す。また第 4 層におけるマネジメントとして考えるべきことを列挙する。

(i) 高圧・低圧注水機能喪失

- ・シナリオ①：運転時の異常な過渡変化時または設計基準事故(LOCA 除く)の発生後、高圧注水機能(IC, RCIC, ECCS)喪失、減圧には成功、低圧注水機能(ECCS)喪失。
- ・対策例(新規制基準)：代替注水設備
- ・本評価での対応策(第 4 層設備での対応策)：
 - －注水系として利用できる第 1～3 層の常設設備として MUW を考えることができる。
 - －しかし第 4 層の注水設備がないため、新代替注水設備(AMLPCI 系、アクシデントマネジメント(AM)用の低圧の注入系(LPCI 系))を新設する必要がある。概略 200t/h 程度の容量の設備が必要になると考えられ(解析により定める)、スペース的に原子炉建屋への設備追加は難しいと考えられる。したがって、可搬式設備になる。しかし、本シナリオ上は、時間的な余裕はなく、事象発生 3～4 時間後には炉心損傷が発生する可能性がある。
 - AMLPCI 系の可搬ポンプ車は、プラントのすぐ傍に配置し、吐出側の接続口、吸い込み側の接続口を短時間で接続する。水源は復水貯蔵タンク(CST)。7 日間、外部支援がないことから、AMLPCI 系の吸い込み側に海水配管も接続要。また 7 日間の稼働に必要な燃料または電源車が必要となる。
 - －事象発生後の原子炉減圧の継続について考える必要がある。減圧は SR 弁を用いる以外に方法がない。そこで、第 3 層の ADS 機能を有する SR 弁とは別の SR 弁を第 4 層の ADS 機能の弁(AMADS 機能の SR 弁)とし、作動ロジックを設ける。可搬式の圧縮空気設備/直流電源設備を準備する。

*¹：マネジメントで使用する第 4 層としての設備を以後「第 4 層設備」と呼ぶことにする。

－SR 弁の排気により、S/P の水量が増え続ける。S/P からの排水先を確保しておく必要がある。

S/P からの除熱対策として、PCV フィルターベント設備により PCV を大気圧の沸騰温度の 100°C に維持する。

・マネジメントとして考えるべきこと：

－MUW、消防車による注水。

－S/P からの除熱のために、RHR 系の復旧。

(ii) 高圧注水・減圧機能喪失

・シナリオ②：運転時の異常な過渡変化時または設計基準事故（LOCA 除く）の発生後、高圧注水機能（IC, RCIC, ECCS）および原子炉減圧機能（ADS 機能）喪失。

・対策例（新規制基準）：ADS の作動ロジックの追加 + 代替注水設備

・本評価での対応策（第 4 層設備での対応策）：

－シナリオ①の AMADS 機能の SR 弁を活用する。可搬式の圧縮空気設備／直流電源設備を準備する。

－シナリオ①で設置した AMLPCI 系で対応する。その後の対応もシナリオ①と同一。

・マネジメントとして考えるべきこと：

－SR 弁の逃がし弁機能による減圧。

－低圧 ECCS による注水。

－MUW、消防車による注水。

－S/P からの除熱のために、RHR 系の使用。

(iii) 全交流動力電源喪失

・シナリオ③：全交流動力電源喪失（24 時間）により、安全機能の系統が喪失。直流電源は 24 時間分を有する。

・対策例（新規制基準）：RCIC 等を活用。RCIC 等の水源として代替淡水源および海水を利用。

・本評価での対応策（第 4 層設備での対応策）：

－シナリオ①、②の AMADS を作動させて原子炉を減圧し、AMLPCI 系で原子炉に注水する。

－S/P 水温が 100°C を超えそうであれば、電源車を用意し PCV フィルターベントにより 100°C を維持する。

－24 時間経過後は、通常の冷温停止操作に入る。

・マネジメントとして考えるべきこと：

－RCIC 系による注水。

－電源車を用意することで、高圧 ECCS による注水。

－第3層のADSを作動させて、低圧ECCS(電源車用意)／MUW(電源車用意)／消防車で注水。

－電源車を用意してRHR系を起動することで、S/Pから除熱。

(iv) 崩壊熱除去機能喪失

・シナリオ④：運転時の異常な過渡変化時または設計基準事故の発生後、炉心冷却に成功、崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失またはRHR故障）。

・対策例(新規基準)：

取水機能喪失：車載代替UHSS（最終ヒートシンクへの輸送系統）

RHR故障：代替注水設備等で炉心冷却継続。PCV圧力逃がし装置によりPCV除熱機能確保。

・本評価での対応策（第4層設備での対応策）：

取水機能喪失：車載代替UHSSで除熱。

RHR故障：ECCS等で炉心冷却（炉心冷却に成功しているため、引き続きECCS等を使用）。S/Pに移行した崩壊熱をPCVフィルターベントで除熱（100℃維持）。

・マネジメントとして考えるべきこと：

－機能喪失した海水設備またはRHR系の復旧。

(v) 原子炉停止機能喪失

・シナリオ⑤：運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能喪失（スクラム失敗）。

・対策例(新規基準)：PLRポンプトリップ、SLCにて反応度制御。

本件に対して、従来よりAM策として整備されていた設備には以下がある。

代替制御棒挿入（ARI）：既存の計測制御系とは別の計測制御系により異常検知。HCU内の新たな弁を動作させることで制御棒挿入。

代替再循環ポンプトリップ（RPT）：RPV圧力高、原子炉水位低等を検知してPLRポンプトリップ。

・本評価での対応策（第4層設備での対応策）：

－SLC系は第1層の設備なので、これを期待することはしない。またSLC系はスクラム機能を有していない。

－スクラム機能の代替となるATWS機能が必要。SLC系を第4層用のATWS設備として定義し再設計する必要がある。

・マネジメントとして考えるべきこと：

－手動スクラム。

－ARI。

(vi) LOCA 時注水機能喪失

- シナリオ⑥：大 LOCA 時、ECCS 全滅。
- 対策例(新規制基準)：代替注水設備等による炉心冷却
- 本評価での対応策（第 4 層設備での対応策）：
 - －上述の AMLPCI 系を何系統設けたら、燃料被覆管最高温度 1200℃以下を守れるのか解析が必要。AMLPCI 系を起動させるまでには、「大 LOCA の発生確認、ECCS 全滅を確認、その後、訓練で達成出来た時間で AMLPCI 系を起動」となり、数十分の時間が必要と考えられる。本件には現実的な対応策がない可能性がある。
 - －S/P の除熱用に PCV フィルターベントを使用する。
- マネジメントとして考えるべきこと：
 - －注水系として MUW や消防車を利用。ただし容量的には不足する。
 - －除熱系としての RHR 系の復旧。
- シナリオ⑦：中小 LOCA 時、ECCS 全滅または（高圧 ECCS+減圧機能）喪失
- 対策例(新規制基準)：代替注水設備等による炉心冷却
 - SR 弁の手動作動+低圧 ECCS にて炉心冷却
- 本評価での対応策（第 4 層設備での対応策）：
 - －AMADS と AMLPCI 系により対応が可能と考えられる。解析により、AMLPCI 系は複数系が必要になる可能性がある。
 - －S/P の除熱用に PCV フィルターベントを使用する。
- マネジメントとして考えるべきこと：
 - －注水系としての MUW や消防車の利用。
 - －低圧 ECCS の活用。
 - －除熱系の RHR 系の活用（機能喪失していれば復旧を図る）。

(vii) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

- シナリオ⑧：RPV バウンダリーに接続する低圧配管が破壊するが、隔離に失敗し、ECCS も全滅する。
- 対策例(新規制基準)：低圧部分の隔離対策
 - SR 弁の手動起動と、代替注水設備等による炉心冷却
- 本評価での対応策（第 4 層設備での対応策）：
 - －破断部分を隔離することは現状の設計では不可能と考えられる。例えば低圧 ECCS の吐出側配管などが対象であり、注入弁が誤開していると隔離手段がない。原子炉建屋が炉蒸気で満たされていくことになる。
 - －したがって、PCV 外側隔離弁の直近に隔離用の電動弁を追加する必要がある。

- －追加した電動弁で隔離した後は、AMADS の作動と AMLPCI 系の起動で対応できる。
- －S/P の除熱用に PCV フィルターベントを使用する。
- ・マネジメントとして考えるべきこと：
 - －MUW や消防車の注水。
 - －除熱系としての RHR 系の復旧。

以上のシナリオ①～⑧の対応設備を表 2.1.1-6 にまとめる。

(c) 各シナリオの評価

以上のように各シナリオには、炉心損傷が発生しないように第 4 層の設備が追加されることになる。また、第 1 層から第 3 層までの設備で使用可能な設備は、マネジメントにより活用を図ることができる。しかし、これら全ての設備の活用失敗する確率、すなわち炉心損傷が発生する確率は、必ず存在する。各シナリオ毎にこの炉心損傷確率を求めると、どのシナリオへの耐性が弱いかを判断することができる。極端に耐性が弱いシナリオが見つかれば、改善策を検討することができる。

例として、シナリオ①、②、③の原子炉への冷却水注入の評価フローと、サブプレッションプールの除熱機能の評価フローを、それぞれ、図 2.1.1-15、図 2.1.1-17、図 2.1.1-19、と図 2.1.1-16、図 2.1.1-18、図 2.1.1-20 に示す。この評価フローにより、最終的に炉心損傷確率が算出される。図には、概略の経過時間の目安も示している。早急な対応が必要なシナリオなのか、時間的に余裕のあるシナリオなのかを判断できる。

なお、各シナリオにおいて使用することができる設備は、第 4 層の設備一式と、第 1 層から第 3 層までの設備で活用できる設備となる。これらをどのように活用してシナリオを収束に導くかは、事故対応にあたる責任者の判断（マネジメント）となるが、上述の図 2.1.1-15～図 2.1.1-20 においては、設計上最も効果のあるものから（炉心冷却効果の大きい容量の大きな設備から）活用する順としている。

(d) まとめ

- ・設置許可基準規則の第三章第三十七条に規定される内容から示される炉心損傷に至るシナリオを評価した結果、新規制基準の審査ガイドに示される対策例の他に、第 4 層設備として次の 3 設備が必要との評価となった。

- ①可搬式低圧注水系（AMLPCI 系）
- ②第 4 層用の AMADS 機能を有する SR 弁
- ③ATWS 機能

・上記の設備が追加されたことを想定し、各炉心損傷シナリオの収束評価フローを作成した。これにより炉心損傷確率が算出され、各シナリオの厳しさが評価できることになる。今後、評価フローによる炉心損傷確率の計算と評価が必要である。

表 2.1.1-6 シナリオ毎の対応設備

シナリオ	新規制基準での対策例	第4層設備での対応策(本評価)	マネジメントとして考えるべきこと (本評価)
(1) 高圧・低圧注水機能喪失	代替注水設備	可搬式低圧注水系 (AMLPCI 系) AMADS (可搬式圧縮空気設備/直流電源要) PCV ベント (フィルターベント設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・ MUW、消防車活用 ・ RHR の復旧優先
(2) 高圧注水・減圧機能喪失	ADS 作動ロジック追加 代替注水設備	AMADS (可搬式圧縮空気設備/直流電源要) 可搬式低圧注水系 (AMLPCI 系) PCV ベント (フィルターベント設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧 ECCS 活用 ・ MUW、消防車活用 ・ S/P 除熱に RHR 活用
(3) 全交流動力電源喪失	RCIC	AMADS (可搬式圧縮空気設備/直流電源要) 可搬式低圧注水系 (AMLPCI 系) PCV ベント (フィルターベント設備、電源車要)	<ul style="list-style-type: none"> ・ RCIC 活用 ・ 高圧 ECCS 活用 (電源車用意) ・ 第3層の ADS を作動、電源車を用意し、低圧 ECCS、MUW、消防車活用 ・ 電源車を用意し RHR 活用し S/P から除熱
(4) 崩壊熱除去機能喪失	車載代替 UHSS or PCV ベント	車載代替 UHSS or PCV ベント (フィルターベント設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 海水設備、RHR の復旧
(5) 原子炉停止機能喪失	PLR ポンプトリップ SLC	PLR ポンプトリップ ATWS	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動スクラム活用 ・ ARI を期待
(6) 大 LOCA 時注水機能喪失	代替注水設備	AMLPCI 系 (系統数?) PCV ベント (フィルターベント設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 除熱系として RHR 復旧

(7) 中小 LOCA 時 注水機能喪失	代替注水設備 or SR 弁の手動作動 + 低圧 ECCS	AMADS (可搬式圧縮空気設備 / 直流電源要) AMLPCI 系 (系統数?) PCV ベント (フィルターベント設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・ MUW、消防車の活用 ・ 低圧 ECCS 活用 ・ RHR の活用 / 復旧
(8) インターフェ イスシステム LOCA	低圧部分の隔離対策 SR 弁の手動作動 + 代替注水設備	PCV 外側隔離弁直近に電動弁追加 AMADS (可搬式圧縮空気設備 / 直流電源要) AMLPCI 系 PCV ベント (フィルターベント設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・ MUW、消防車活用 ・ 除熱系として RHR 復旧
追加設備の まとめ	ADS 作動ロジック追加 代替注水設備 車載代替 UHSS 低圧部分の隔離対策	AMADS (可搬式圧縮空気設備 / 直流電源要) AMLPCI 系 (系統数?) 車載代替 UHSS ATWS PCV 外側隔離弁直近に電動弁追加 PCV ベント (フィルターベント設備)	

時間の経過

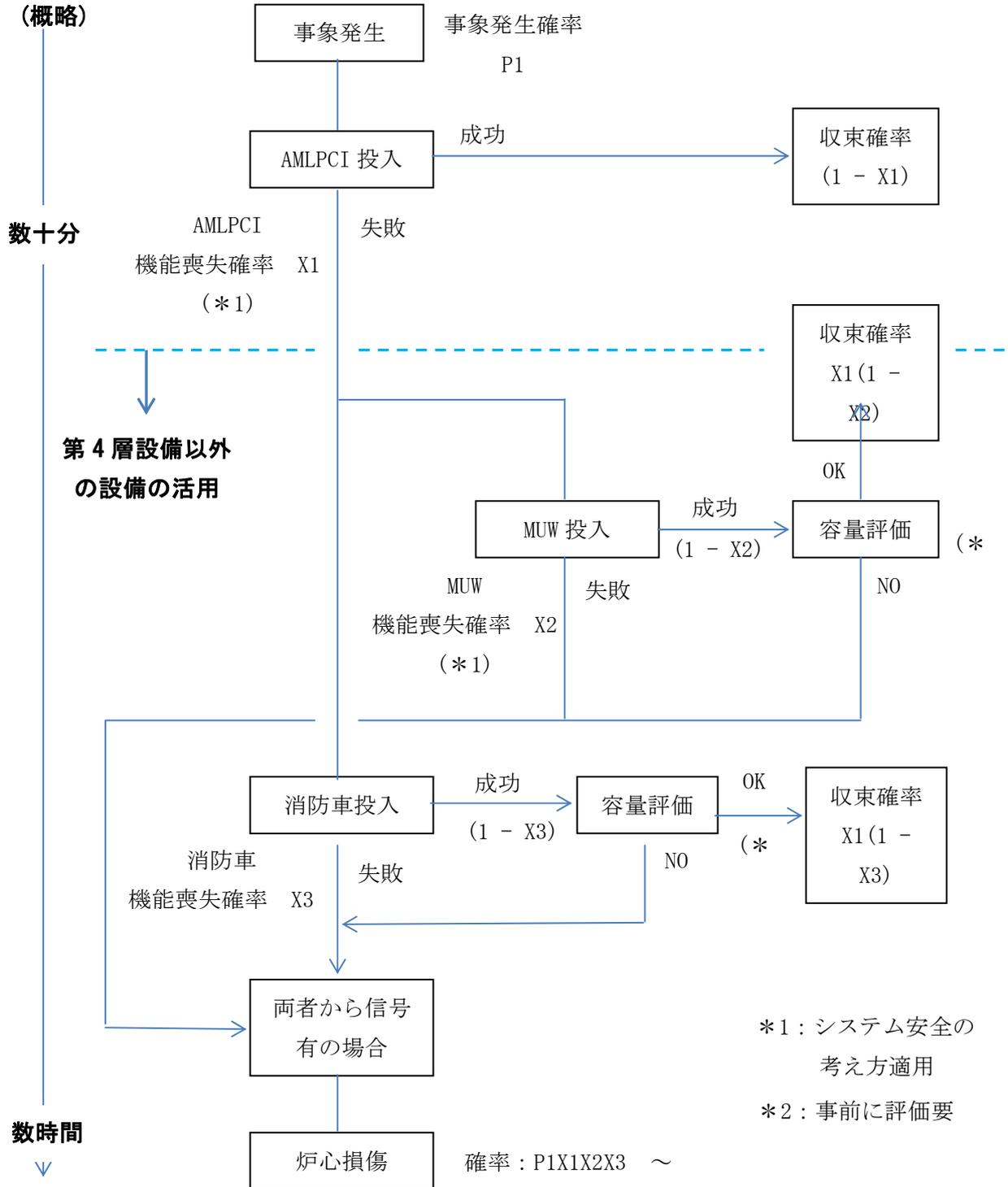


図 2.1.1-15 シナリオ①の評価フローチャート (原子炉への冷却水注入)

シナリオ①: 高圧・低圧注水機能喪失

新規制基準上、シナリオで故障を想定した設備の復旧は考えないことになっているため、RHR系の復旧を想定できず、以下のフローチャートのようにPCVフィルターベントが故障することで、PCVの破損となる。

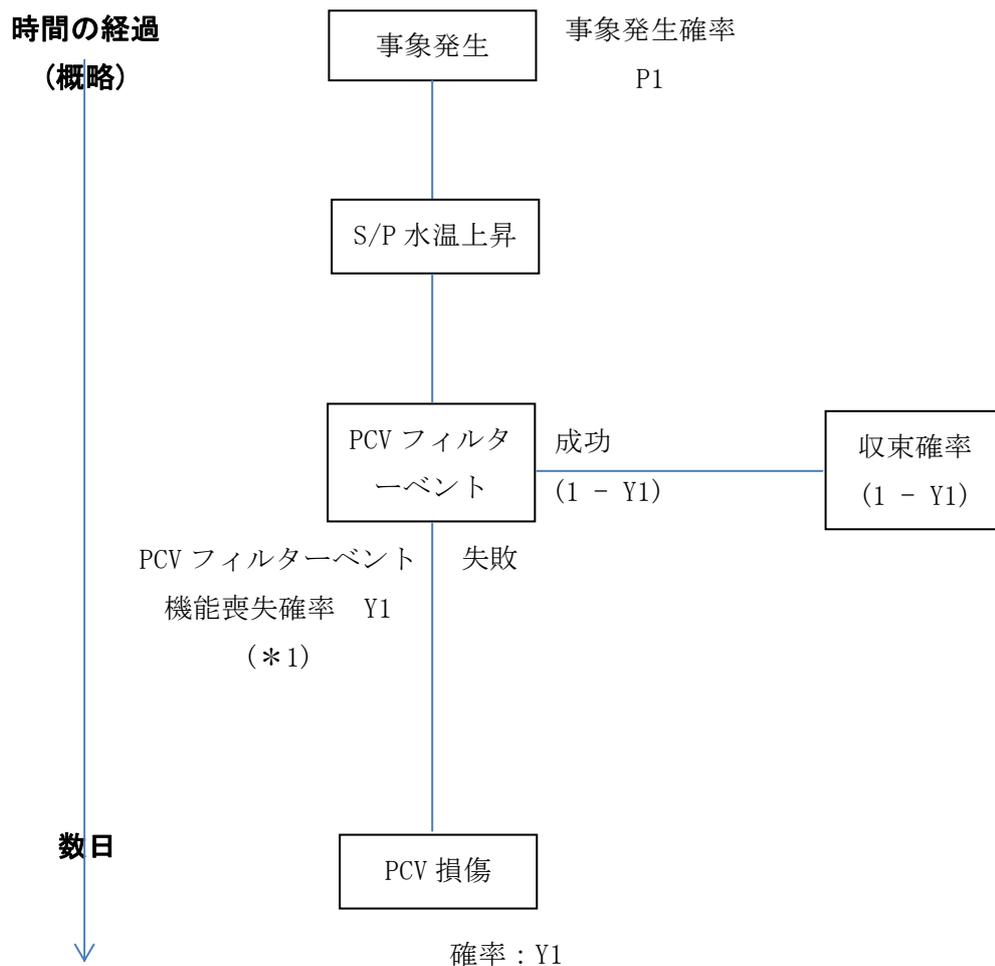


図 2.1.1-16 シナリオ①の評価フローチャート (サブプレッションプールの除熱)
シナリオ①：高圧・低圧注水機能喪失

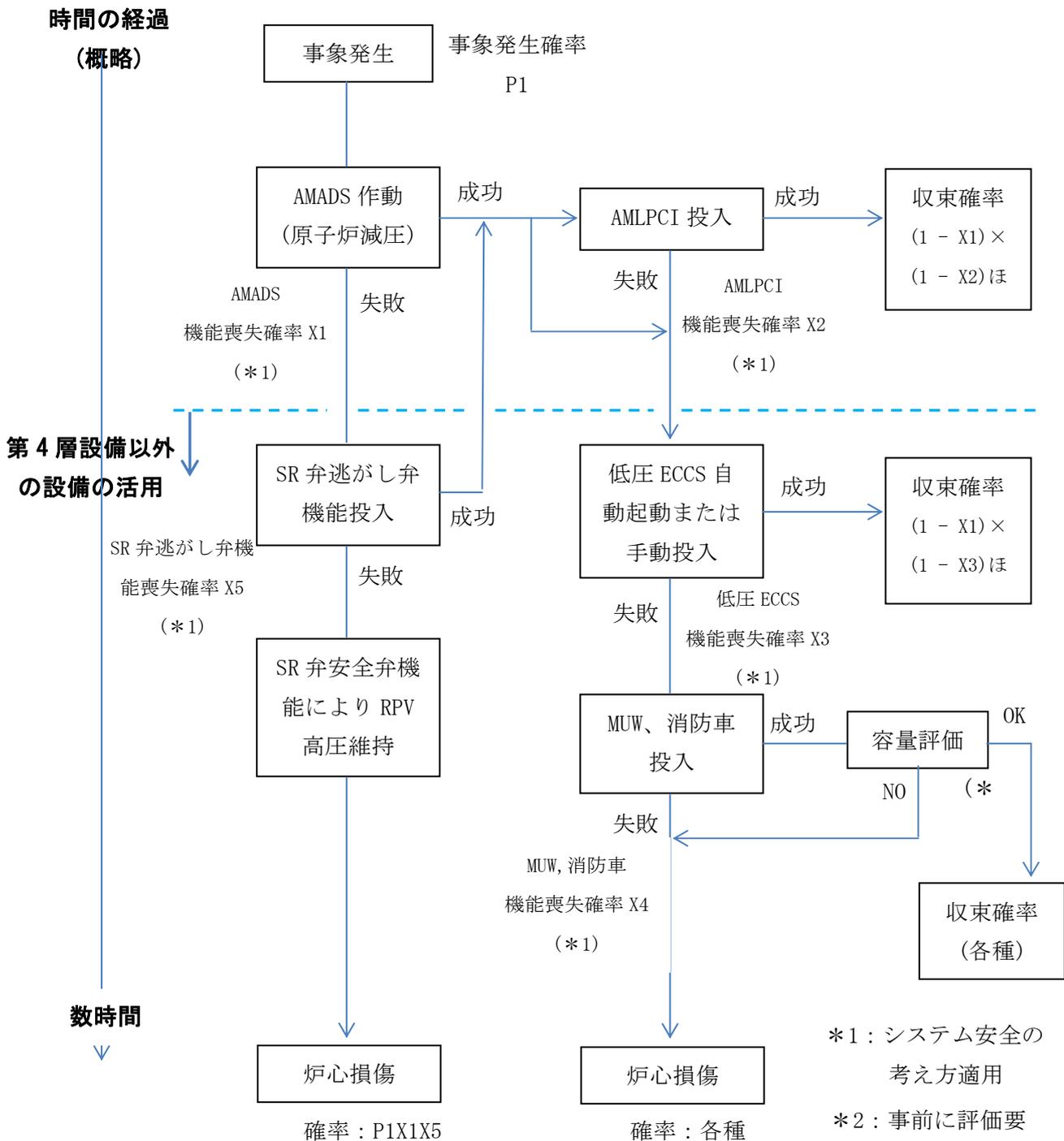


図 2.1.1-17 シナリオ②の評価フローチャート (原子炉への冷却水注入)

シナリオ② : 高圧注水・減圧機能喪失

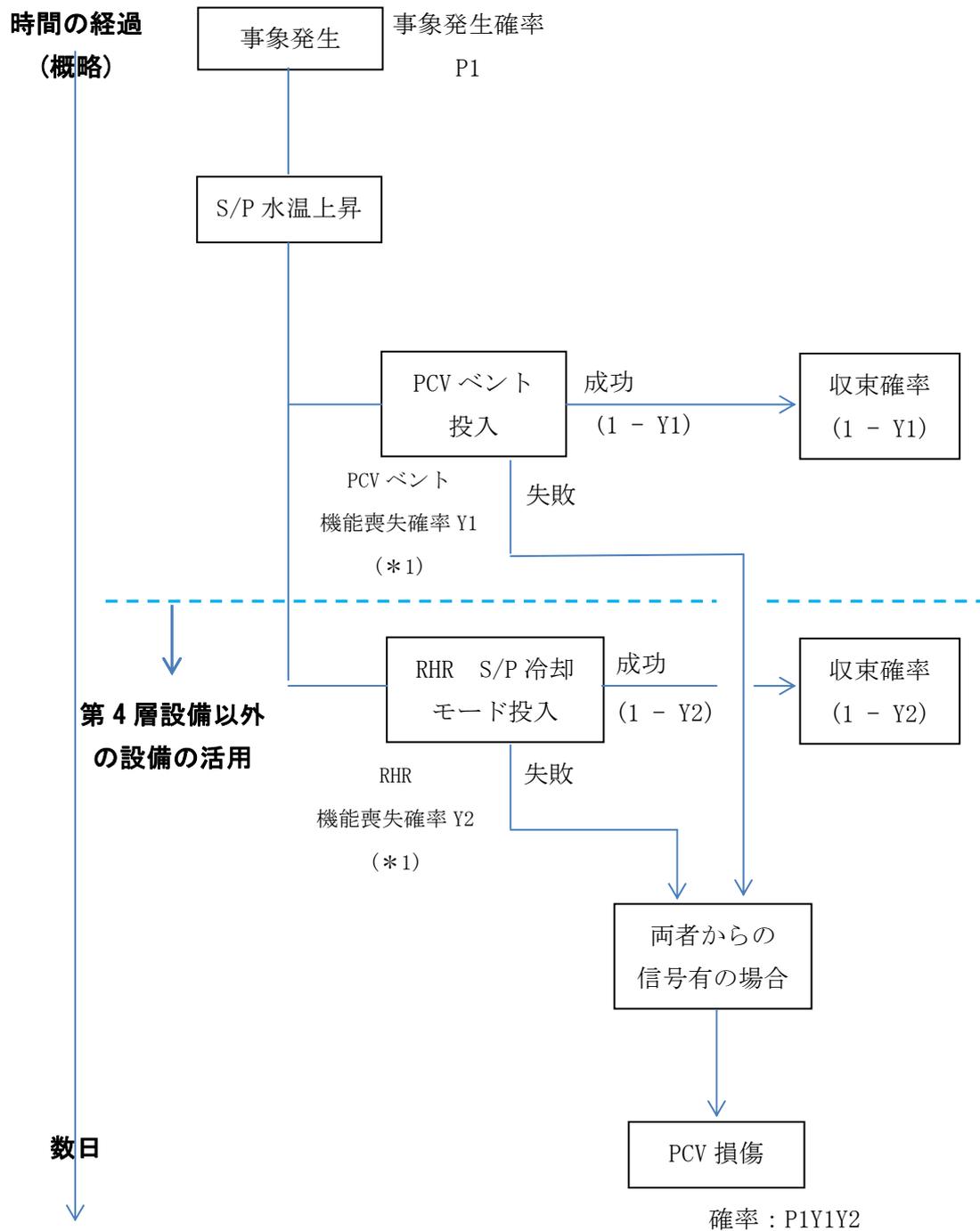


図 2.1.1-18 シナリオ②の評価フローチャート (サプレッションプールの除熱)
シナリオ②：高圧注水・減圧機能喪失

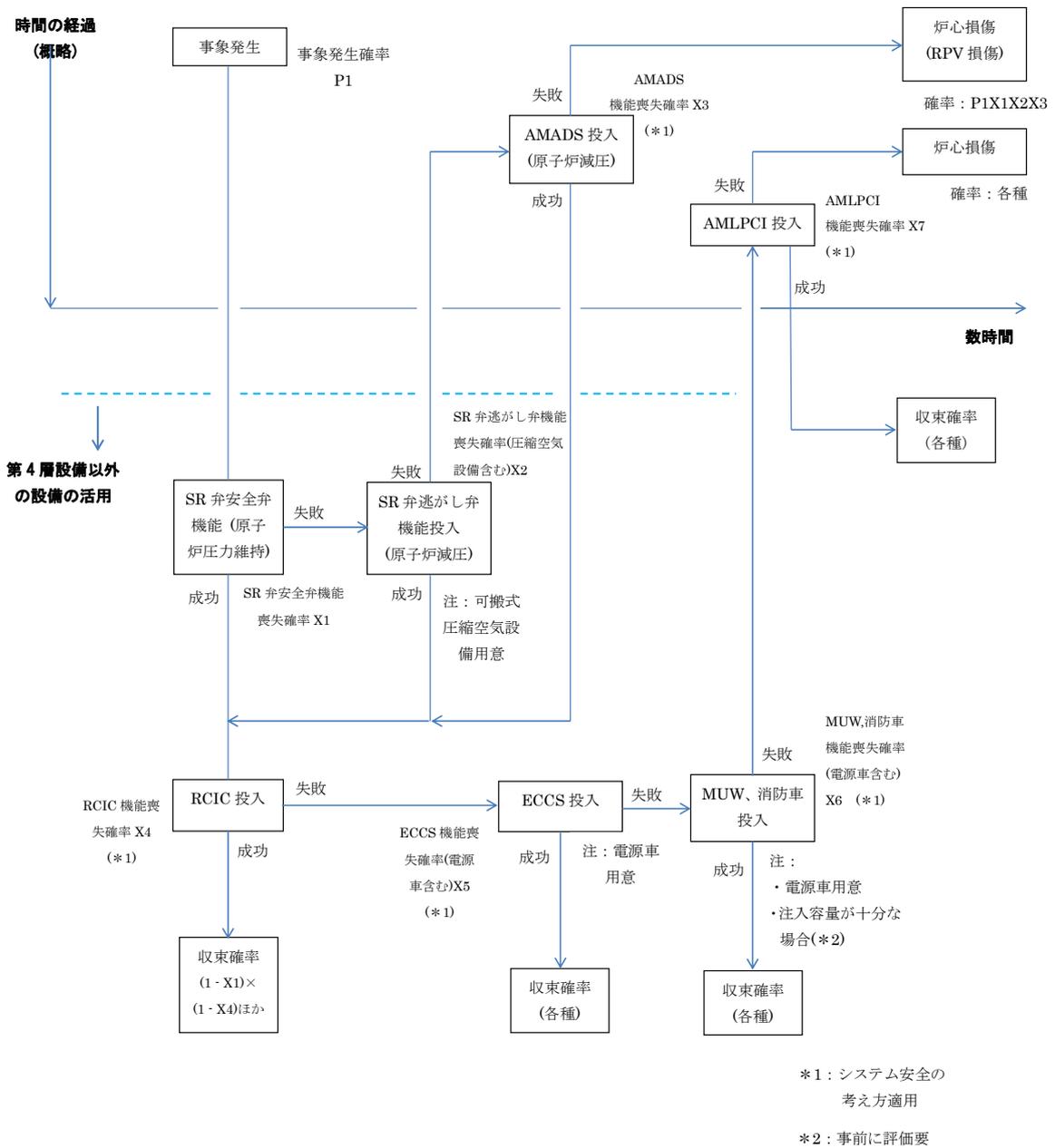


図 2.1.1-19 シナリオ③の評価フローチャート (原子炉への冷却水注入)
シナリオ③: 全交流動力電源喪失

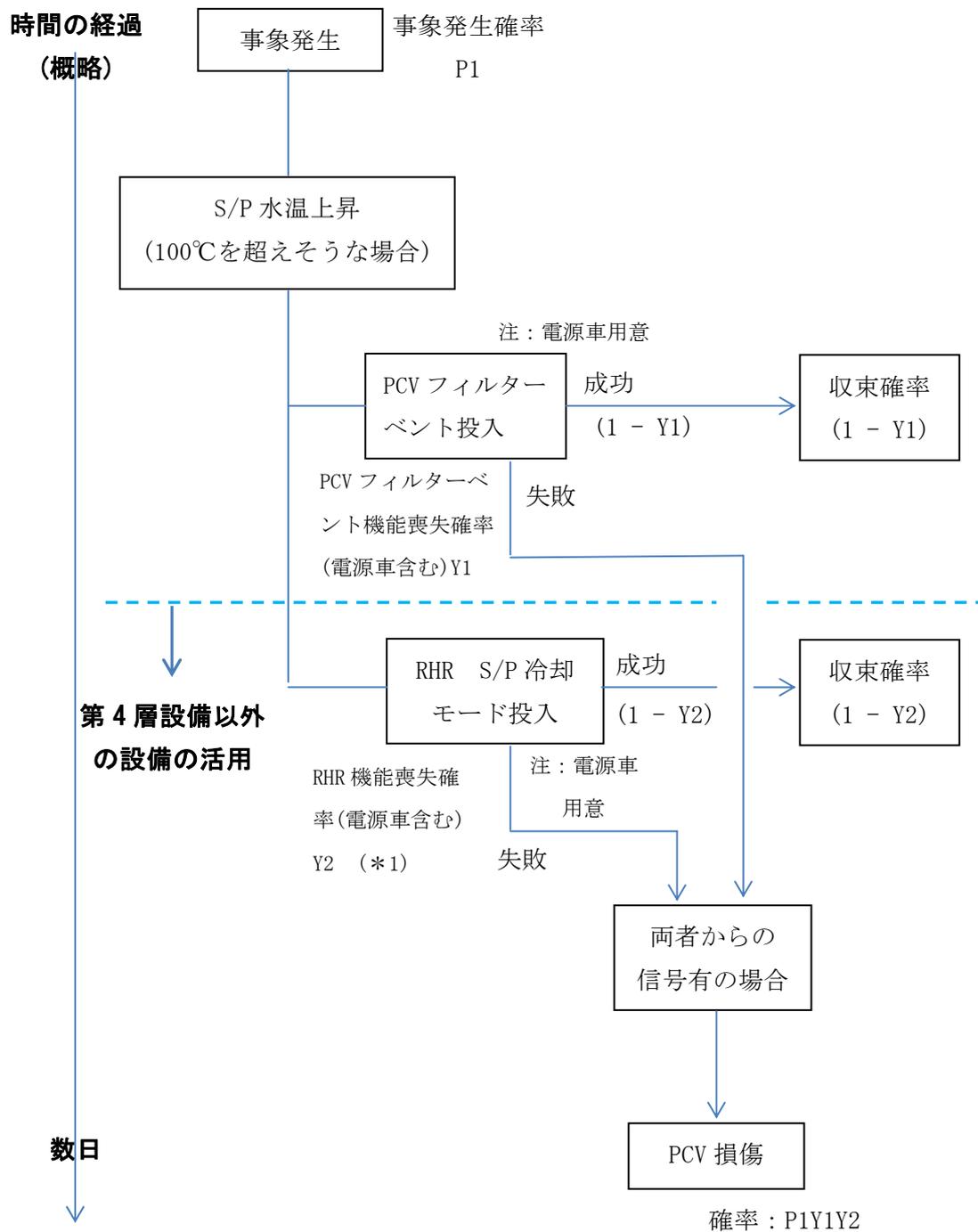


図 2.1.1-20 シナリオ③の評価フローチャート (サブプレッションプールの除熱)
シナリオ③：全交流動力電源喪失

2) 格納容器破損防止対策

(a) 審査ガイドの格納容器破損防止対策と、本評価の評価の観点

審査ガイドが必ず考慮しなければならないとした事故シーケンス（シナリオ）は、次の6事故シーケンス（シナリオ）である。

- (i) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- (ii) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- (iii) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- (iv) 水素燃焼
- (v) 格納容器直接接触(シェルアタック)
- (vi) 溶融炉心・コンクリート相互作用

また、審査ガイドが示している「判定基準」と「評価条件」は以下のとおりである。

主な判定基準：以下の評価項目（抜粋）を概ね満足すること。

- ・PCV バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- ・PCV バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- ・放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- ・PCV が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- ・PCV の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がって PCV バウンダリと直接接触しない及び溶融炉心が適切に冷却されること。

主な評価条件：

- ・7日間は外部支援がない
- ・出力、炉内状況等は現実的な値を使用してよい。
- ・故障を想定した設備の復旧は考慮しない。
- ・外部電源の有無の影響を考慮する。
- ・単一故障は考慮せず。

一方、本評価における評価の観点は次の通りとする。

評価の観点：

- ・深層防護の独立性と前段否定を考える。
- ・したがって第4層としての設備で対応が取れるようにする。
- ・実際の対応時には、第1層から第3層の活用できる設備もマネジメントでフル活用して対応することになる。このため、第4層の設備には単一故障基準は適用しない。
- ・第4層の設備として動的機器のみを考える。配管等の静的機器は、第1層から第3層の設備を利用しても良い、すなわち深層防護の独立性は要求されないとする。

(b) シナリオ毎の評価

審査ガイドが示すシナリオ毎に、新規制基準が求める対策例と、本評価による「対応策」とを対比して示す。また第4層におけるマネジメントとして考えるべきことを列挙する。

(i) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

- ・シナリオ①：PCV 内に流出した熔融炉心等による水蒸気、金属-水反応による非凝縮性ガス等の蓄積により、PCV 内の圧力・温度が緩慢に上昇する。
- ・対策例(新規制基準)：PCV スプレー代替注水設備、
PCV 圧力逃がし装置またはPCV 再循環ユニット
- ・本評価での対応策(第4層設備での対応策)：
対策例と同じ(PCV スプレー代替注水設備(可搬式)、PCV フィルターベント)
- ・マネジメントとして考えるべきこと：
-RHR 系のPCV スプレー機能による冷却。(なお、本シナリオと同様の要求が「設置許可基準規則」の第四十九条に示されている。ここでは、RHR 系のPCV スプレー機能が機能喪失しているとの前提になっている。)

(ii) 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

- ・シナリオ②：RPV が高い圧力の状態で損傷し、熔融炉心等によりPCV が熱的・機械的負荷により損傷。
- ・対策例(新規制基準)：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備
- ・本評価での対応策(第4層設備での対応策)：
炉心損傷防止対策で設定したAMADSのSR弁を作動させる。
- ・マネジメントとして考えるべきこと：
-SR弁の逃がし弁機能による減圧。

(iii) 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

- ・シナリオ③：熔融炉心とRPV 外の冷却材が接触し圧力が一時的に急上昇。これにより構造物が破壊されPCV 破損の場合がある。
- ・対策例(新規制基準)：解析により、PCV バウンダリ機能が喪失しないことを確認する。
- ・本評価での対応策(第4層設備での対応策)：対策例と同じ

(iv) 水素燃焼

- ・シナリオ④：PCV 内に酸素があると、水-ジルコニウム反応による水素と反応し激しい燃焼によりPCV 破損の場合あり。

- ・対策例(新規制基準)：グローブラグ式イグナイタ
触媒式リコンバイナ(PAR)
PCV内の不活性化(窒素注入)
- ・本評価での対応策(第4層設備での対応策)：対策例に同じ

(v) 格納容器直接接触(シェルアタック)

- ・シナリオ⑤：溶融炉心がPCV内の床上に流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり、PCVの壁に接触しPCV破損。
- ・対策例(新規制基準)：PCV下部注水設備
PCVバウンダリの防護
- ・本評価での対応策(第4層設備での対応策)：可搬式PCV下部注水設備

(vi) 溶融炉心・コンクリート相互作用

- ・シナリオ⑥：溶融炉心がPCV内の床上に流れ出し、PCV床のコンクリートが侵食され、PCVの構造部材の支持機能が喪失。
- ・対策例(新規制基準)：PCV下部注水設備
PCVバウンダリの防護
- ・本評価での対応策(第4層設備での対応策)：可搬式PCV下部注水設備

以上より、対策例(新規制基準)と本評価での対応策は基本的に同一である。

なお、PCV下部注水設備については、第1層から第3層に該当する設備がなく、第4層設備のみとなっている。したがって、第4層設備として多重性が必要になる点に注意が必要である。(「設置許可基準規則解釈」の第51条でも指摘されている。)

(13)新規制基準が求める第4,5層設備（第三十七条以外対応）

システム安全の評価においては、プラントを構成する設備を48のシステム（サブ機能）に分類して評価している（表2.1.1-7参照）。新規制基準で新たに第4,5層の設備が要求されているが、これが、48のシステムから見て十分なのかを評価することは、新規制基準の設備の過不足を判断するうえでも重要である。このような観点から以下の評価を行う。

1) 48のシステムとの関係

システム安全で考慮している48のシステムは、第1層から第3層までに、また機能ごとに（バウンダリ機能、冷却機能、制御機能、共通機能）分類されている。（表2.1.1-7参照）

一方、新規制基準では、設置許可基準規則（*）の第三章（第三十七条から第六十二条）に重大事故等対処施設が述べられており、第4,5層設備が要求されている。第三十七条から第六十二条に要求する設備が、48のシステムのどのシステムの機能喪失を考慮したのかを、表2.1.1-7に示す。表中、「+4層」の表記により、当該システムの機能喪失を考慮して、新規制基準で第4層設備が設けられていることを示している。また、新たに第4,5層設備として設けることになったものは、第4,5層の欄に記載している。

*：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

2) 第4,5層設備の過不足

表2.1.1-7より、次の評価をすることができる。

(a) 第1層システムに関する第4層設備がない

第1層設備は、重要度分類のPSの設備（その機能喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れる設備）になっており、MSの設備（異常状態においてこの拡大を防止し、速やかに収束させる設備）ではないため、第1層システムに関する第4層設備がなくとも問題はないと考えられる。

(b) いくつかの第2層システムに関する第4層設備がない

この評価結果を表2.1.1-8に示す。課題として上げられるのは次の3点である。

(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止

主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能に代わる第4層設備が必要か検討要。

(ii) 制御棒またはほう酸水による未臨界維持機能

未臨界の維持は安全上必須のため、第4層設備が必要と考える。

(iii) 原子炉の緊急停止（表2.1.1-7の注参照）

設置許可基準規則の第四十四条で過酷事故対応を要求しているが、設置許可基準規則解釈でも第3層までの設備を使う対応を示しており、第4層としての設備を要求して

いない。安全上必須の機能であり、第4層としての設備が必要と考える。

(c) 第3層システムに関する第4層設備がない

次の1システムについてであるが、問題ないと考えられる。

放射性物質放出の防止(バウンダリ機能) :

対象設備 : 放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、非常用ガス処理系の排気管

評価 : 機器単品に関する機能を示している。放射性物質放出の防止という観点での、

第4層設備での対応の中に含まれると考える。

(d) その他の設備については、全て第4層設備が設けられることになっている。

3) まとめ

上記の2)項で示されたように、特に制御機能の緊急停止、未臨界維持について、第4層設備の検討が必要と考える。

表 2.1.1-7 新規制基準で追加された第4、5層設備

	共通機能	バウンダリ機能	冷却機能	制御機能	その他
	・電源供給(非常用を除く)(PS-3) ・プラント運転補助(1)(2)(PS-3)	・原子炉冷却材圧力バウンダリ(PS-1) ・原子炉冷却材を内蔵する(PS-2)	・炉心形状の維持(PS-1) ・通常時炉心冷却(PS-3)	・過剰反応度の印加防止(PS-1) ・原子炉冷却材の循環(PS-3)	・燃料を安全に取り扱う(PS-2) ・原子炉冷却材の浄化(PS-3)
第1層	・プラント計測・制御(1)(2)(3)(安全保護系を除く)(PS-3)	・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する(PS-2) ・原子炉冷却材保持(PS-1/2以外)(PS-3) ・放射性物質の貯蔵(PS-3) ・核分裂生成物の原子炉冷却材中への拡散防止(PS-3)			
第2層	第2、3層共通 ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生(MS-1) +4層 ・安全上特に重要な関連(1)(非常用所内電源系)(MS-1) +4層 ・安全上特に重要な関連(2)(制御室)(MS-1) +4層 ・安全上特に重要な関連(3)(原子炉補機冷却水系)(MS-1) +4層 ・安全上特に重要な関連(4)(直流電源系)(MS-1) +4層	・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止(MS-1) (+3) ・安全弁及び逃がし弁の吹き止まり(PS-2)	・原子炉停止後の除熱(MS-1) +4層 ・制御室外からの安全停止(MS-2) +4層 ・原子炉圧力の上昇の緩和(MS-3) +4層 ・原子炉冷却材の補給(MS-3)	・原子炉の緊急停止(MS-1) +4層(+1) ・未臨界維持(制御棒による系)(MS-1) (+3) ・未臨界維持(ほう酸水注入系)(MS-1) (+3) ・出力上昇の抑制(MS-3) (+3)	
第3層		・放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減(PCV)(MS-1) +4層 ・放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減(R/B)(MS-1) +4層 ・事故時のプラント状態の把握(MS-2) +4層	・炉心冷却(MS-1) +4層(+2) ・燃料プール水の補給(MS-2) +4層		
第4、5層	・緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握(1)(2)(3)(MS-3) +4層 ・可搬型モニタリング設備等	・フィルターベント設備 ・格納容器の不活性化 ・原子炉建屋水素濃度制御設備 ・原子炉建屋放水設備	・第1層から第3層までの利用できる設備(補給水系、消火系) ・格納容器下部注水設備 ・代替水源	・第1層から第3層までの利用できる設備(ほう酸水注入系)	
表2.1.1-2 新規制基準で追加された第4.5層設備					
注:					
・「+4層」: 当該設備が使用できないことを想定し、新規制基準で第4層設備が新たに設置されることを示す。					
・「第4.5層」欄に赤字太字で記載されている設備は、新規制基準で新たに設置される設備を示す。					
・*1: 設置許可基準規則の第四十四条でAM対応設備を要求しているが、設置許可基準規則解釈で示された対応策は、第4層の独立した設備での対応になっていない。					
・*2: 本評価においては、第4層の独立した設備としてのADS(AMADS)が必要と考えているが、新規制基準ではAMADSは必ずしも要求されていない。					
・*3: 新規制基準で第4層設備が要求されていないが、本評価では第4層設備が必要と判断されるシステムを示す。					

表 2.1.1-8 第 2 層システムの評価

システム名 (機能分類)	システムの機能	第 4 層設備がないことに対する評価	課題有無
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止 (バウンダリ機能)	主蒸気逃がし安全弁(SR 弁)の安全弁機能	<ul style="list-style-type: none"> 既に多数の SR 弁が設けられている。 安全弁機能の他に、逃がし弁機能、ADS 機能があり、多様性が図られている。 しかし、動力が不要な安全弁機能に代わる第 4 層設備が必要か、またその設計が可能か検討が必要。 	有
安全弁及び逃がし弁の吹き止まり (バウンダリ機能)	SR 弁の吹き止まり機能に関連する部分	SR 弁という機器のその部品に関するもので、PS の分類のものであり、第 4 層設備がなくとも問題ない。	無
原子炉冷却材の補給 (冷却機能)	CRD 系による(少量の)原子炉補給機能	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉への本補給機能は、安全上も通常プラント運転上もレベルの低いものである。 他の冷却機能が強化されるため、本システムに関する第 4 層設備がなくとも問題ない。 	無
未臨界維持(制御棒による系、ほう酸水注入系) (制御機能)	制御棒またはほう酸水による未臨界維持機能	<ul style="list-style-type: none"> 未臨界を維持することは安全上必須である。 関係する設置許可基準規則の第四十四条でも、第 4 層設備を要求してはいない。 本システムに関する第 4 層設備の検討が必要である。 	有
出力上昇の抑制 (制御機能)	再循環ポンプトリップ機能、制御棒引抜監視装置	MS-1 に分類される「原子炉の緊急停止」のシステムについて十分な第 4 層化が図られれば問題ないが、現状十分とは考えられない。	有

参考文献

- [1] 第8回原子力委員会資料 第2号「原子力の安全を問う」シリーズセミナーとりまとめ、(財)エネルギー工学総合研究所(平成24年1月25日)
- [2] 日本学術会議 人間と工学研究連絡委員会安全工学専門委員会報告「安全・安心な社会構築への安全工学の果たすべき役割」(平成17年8月31日)
- [3] 向殿政男: システムの安全性と安全目標, 電子情報通信学会全国総合大会, 電子情報通信学会, 2004-3
- [4] 文部科学省: 「安全・安心な社会の構築に資する科学技術政策に関する懇談会」報告書, 2004-4, http://www.mext.go.jp/a_menu/kagaku/anzen/houkoku/04042302.htm
- [5] IAEA, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1, INSAG-12, 1999.
- [6] IAEA, IAEA Safety Standards, Fundamental Safety Principles No. SF-1, IAEA, 2006.
- [7] 日本原子力学会 標準委員会レポート 「原子力安全の基本的考え方について 第I編 原子力安全の目的と基本原則:2012」、AESJ-SC-TR005、2012.
- [8] 原子力安全委員会 安全目標専門部会、安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ、平成15年12月.
- [9] USNRC, NUREG-1560, Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance, ” December 1997
- [10] USNRC, NUREG-1742, Perspectives Gained from the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program, April 2002
- [11] 地震調査研究推進本部、三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価(第二版)について、http://www.jishin.go.jp/main/chousa/11nov_sanriku/index.htm、平成23年11月25日公表、平成24年2月9日変更
- [12] IAEA, Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series NS-G-2.15, 2009.
- [13] 原子力安全委員会、発電用原子炉の安全設計審査指針
- [14] 原子力安全委員会、アクシデントマネジメントについて、平成4年(平成9年改訂、平成22年廃止)
- [15] http://www.nsr.go.jp/committee/kisei/h24fy/data/0032_10.pdf
- [16] 日本原子力学会、原子力安全基本原則、2013年4月
- [17] 「わが国の核セキュリティ対策の強化について」(平成24年3月9日、原子力委員会 原子力防護専門部会)
- [18] 「核セキュリティの確保に対する基本的考え方」平成23年9月13日原子力委員会決定
- [19] INSAG-24: The Interface between Safety and Security at Nuclear Power Plants

(2010)

- [20] IAEA, Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants, safety Reports Series No. 46, 2005.
- [21] 原子力規制委員会 原子力規制庁事業報告「平成 24 年度高経年化技術評価高度化事業」
- [22] 日本保全学会第 10 回学術講演会要旨集 P329-P335 「高経年化技術評価の高度化－運転プラントのシステム暗黙評価の体系化－」
- [23] 原子力発電所過酷事故防止検討会報告書 平成 25 年 4 月 22 日「原子力発電所が二度と過酷事故を起こさないために一国、原子力界は何をなすべきか－」
- [24] 国会事故調報告書 (2012 年発行)
- [25] 政府事故調報告書 (2012 年発行)
- [26] NEI 06-12 「B5bPhase2& 3 Submittal Guideline」
- [27] <http://www.aesj.or.jp/special/senmon.html>
- [28] http://www.chuden.co.jp/energy/hamaoka/hama_info/hinf_topics/_icsFiles/afieldfile/2011/12/06/hyoukakentouiinkaigiji.pdf
- [29] <http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/oshirase/2012/09/240914-2.html>
- [30] 保安院第一回高経年化技術評価意見聴取会資料 3-3 (2011 年 11 月)
- [31] 日本原子力学会原子力安全部会「福島第一原子力発電所の事故に関するセミナー」報告書 (2013 年 3 月)
- [32] 保安院第三回高経年化技術評価意見聴取会資料 2-1、2-2、4 (2011 年 12 月)
- [33] 保安院第三回高経年化技術評価意見聴取会資料 4~6 (2011 年 12 月)
- [34] 独立行政法人日本原子力研究開発機構；「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取組み (2012 年版)」
<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat05/index.html>
- [35] http://criepi.denken.or.jp/result/pub/annual/FY2011/P96-P97_kiban8.pdf
- [36] 独立行政法人日本原子力研究開発機構；「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取組み (2012 年版)」
<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat05/index.html>
- [37] 本岡、佐藤、山本、日本原子力学会和文論文誌、11 (2012) 249-254.
- [38] 端、塙、笠原、室屋、勝村、日本原子力学会「2012 年秋の大会」予稿集；CD-ROM、講演番号 K04
- [39] 本岡、佐藤、塚田、山本、日本原子力学会「2013 年春の年会」予稿集；CD-ROM、講演番号 F47
- [40] 中野、塚田、日本原子力学会「2013 年秋の大会」発表予定
- [41] 日本工業規格「ステンレス鋼の腐食すきま再不動態化電位測定方法」JIS G0592、(財)日本規格協会、2002 年.

- [42]M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda, Corrosion 98 (1998) 158.
- [43]崎谷 美茶、松橋 亮、松橋 透、高橋 明彦、材料と環境、 58 (2009) 378.
- [44]JNES Report on “Strategic Road-Map 2008 of Technology Development for Ageing Management” 「高経年化対応技術戦略マップ2008」
- [45]AESJ-SC-P005:2008 “Code on Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programs 2008” by AESJ (Atomic Energy Society of Japan)
- [46]JEAC4601:2008/JEAG4601:2008 “Code and Guideline on Seismic Design for Nuclear Plant 2008” by JEA (Japan Electric Association)
- [47]H. Miyano, N. Sekimura, A. Takizawa, K. Maeda, “Review of Piping Wall Thinning and Seismic Evaluation in Japan”, Proceedings of the ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2009-78037, Prague, Czech Republic, 2009.7.26-30.
- [48]H. Miyano, N. Sekimura, A. Takizawa, K. Maeda, “Review of Piping Wall Thinning and Seismic Evaluation in Japan2”, Proceedings of the ASME 2011 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2011-58023, Baltimore, Maryland, USA, 2011.7.17-21.
- [49]H. Miyano, N. Sekimura, M. Takizawa, M. Matsumoto : “Construction of Earthquake -Proof Safety Evaluation Methods for Pipes with Wall Thinning” , IAEA-CN-194-IP50 2011
- [50]M. Takizawa, S. Takagi, H. Miyano, N. Sekimura, :” Development of Technical Information Basis in Japanese Ageing Management Program for System Safety of NPPs” , IAEA-CN-194-1P07, 2011
- [51]H.Miyano, A. Yamaguchi, K. Demachi, M. Matsumoto: “Study of System Safety Evaluation on LTO of National Project- Basic Concept of Functional Degradation and System Safety Assessment of Nuclear Plants in Operation- “, ICMST 2012 Tokyo

2.1.2 稼働プラント安全評価手法整備調査研究項目

原子力発電所の安全は、基本設計段階に始まり、運転開始直後から安定運転期間、そして高経年段階までのプラント・ライフ全体にわたり維持・確保されるべきものである。これをプラント・ライフ・サイクル安全 (Plant Life Cycle Safety: PLCS) とし、PLCS 性能を表現できる指標を定義するとともに、それを定量化できる手法を確立する。また、多様な PLCS 情報を体系的に管理する、いわゆるプラントカルテを含む包括的プラント情報システムを構築する。以上により、プラント・ライフ全体にわたり、安全を解析評価するとともに、経年プラントのリスク管理を適切に行う手法を整備する。

PLCS はプラント・ライフ・サイクルにわたっての安全性能の指標を扱うことから、安全目標¹や性能目標²において定められた炉心損傷発生頻度 (CDF: Core Damage Frequency) や格納容器機能喪失頻度 (CFF: Containment Failure Frequency)、大規模早期放出頻度 (LERF) と放出量といった限られた観点からの指標だけでなく、その他の考慮すべき様々な指標の多様な組み合わせにより、定量化される必要がある。

本事業では、PLCS の全体像を構築し、それを定量的に表現するために必要な包括的プラント情報システムの構造と情報収集・評価システムの大枠を提案する。そして、PLCS を表現する多様な指標とその組み合わせにより、PLCS 尺度を定量評価する手法を検討する。

(1) PLCS の概念と保全指標の適合性

多くの研究によれば、技術に対する信頼は、価値の共有を前提としなければ得られないことが知られている。すなわち、PLCS を定義するとき、原子力エネルギー利用が、我々にとって恩恵があることを、共有されている価値として了解する必要がある。その上で、安全の確保がプラント寿命にわたってなされていることを定量的に論じることが PLCS の基本概念である。すなわち、原子力利用には便益とリスクが伴うことを共通に了解することが前提であり、これを踏まえて PLCS の体系を構築する必要がある。

とはいえ、便益とリスク、あるいは価値と安全はいずれも簡明な数量として表現することは困難である。原子力施設において数量として得られる情報は、プラントの構成要素、運転実績やアベイラビリティ、故障モードや故障率などである。これらを保全指標と総称すれば、PLCS と保全指標を関連づける考え方を示すことにより、PLCS の定量化が可能となる。

1) PLCS の概念：安全性と正当性

原子力基本法 (平成 24 年 6 月 27 日改正) には、“この法律は、原子力の研究、開発及び利用 (以下「原子力利用」という。) を推進することによつて、将来におけるエネルギー資源を確保し、学術の進歩と産業の振興とを図り、もつて人類社会の福祉と国民生活の水準

¹原子力安全委員会、安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ、平成 15 年 12 月

²原子力安全委員会、発電用軽水型原子炉施設の性能目標について—安全目標案に対応する性能目標について—、平成 18 年 4 月

向上とに寄与することを目的とする”とある。さらに、“原子力利用は、平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的にこれを行うものとし、その成果を公開し、進んで国際協力に資するものとする；前項の安全の確保については、確立された国際的な基準を踏まえ、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として、行うものとする”との基本方針を示している。

このように、原子力利用の便益と安全の確保は、一体のものとして見なされていると考えられる。従って、原子力利用に係る重要な指標は、正当性と安全性とすることが適切である。正当性とは、原子力利用の便益を踏まえれば所定のリスクを容認することを正当とみなせるという度合いである。安全性とは、原子力のリスクを踏まえれば適切なリスクの抑制を要求することは当然であり、そのリスクが管理された状態により安全と見なせる度合いである。原子力利用を放棄することによって社会に総体として新たなリスク（社会リスク）が生じるので、それを正当性の指標とすることができる。その新たなリスク（社会リスク）を原子力エネルギー利用に伴うリスク（原子力リスク）と相対視して定量化することも可能である。一方で、安全性を向上させる（リスク管理の適切化）のために投資をすれば、それは原子力利用の便益の減損である。安全の向上を便益の減損と理解すれば、それを原子力利用の便益と相対視して安全の向上を定量化することも可能である。

図 2.1.2-1 に原子力利用と、正当性（社会リスク）、安全性（原子力リスク）の関係を示す。上述したように、原子力エネルギー利用に伴うリスク（原子力リスク）を踏まえれば、リスク管理を適切に行う必要があり、適切なリスク管理を前提条件として原子力利用は正当とみなされる。リスク管理の状態は安全性の指標である。一方、原子力利用の便益は正当性の指標である。原子力利用に便益があるからこそ求めるべき安全水準を提示することができる。すると、安全確保を前提として原子力利用を行うのではなく、原子力利用に正当性があることを前提条件として求めるべき安全性が議論できるということになる。要すれば、原子力施設の安全性と原子力利用の正当性はいずれかが前提で他方を議論するものではなく、いずれもも適正に定めることが原子力利用の前提であると考えべきである。

原子力の安全性と正当性を定量的に定める考え方として、安全性を便益の減損として、正当性を便益として比較することが可能である。一方で、正当性を社会リスクの減損として、安全性を原子力リスクの増分と見なすことも可能である。以下では、正当性と安全性をプラント・ライフ全般において定量化するべく、因子の抽出と同定を試みる。



図 2.1.2-1 原子力利用のための要件（正当性と安全性）

安全性と正当性には、多くの因子が関係する。それらの因子は、抽象的な高位の概念から、測定可能なデータのように具体的な量まで含まれる。従って、安全性と正当性をそれらの構成因子にまで展開するにあたり、階層構造の考え方をを用いることとする。表 2.1.2-1 に安全性と正当性の階層構造の例を示す。

表 2.1.2-1 安全性と正当性の関係と定量的指標への展開

	安全性	正当性
管理対象	公衆の健康と財産と環境の保全	国民の生活と経済活動、環境の保全
目標	安全目標	社会目標
性能目標	リスク指標（頻度、シナリオ、影響度：Risk Triplet）	便益指標（安定供給、コスト、地球温暖化抑制）
リスク抑制の持続性指標	継続的な安全性向上	持続的な便益の維持・向上

管理の対象は、安全性については原子炉等規制法に則り、公衆の健康と財産、環境の保全であるとした。正当性については、原子力基本法を参考に、国民の生活と経済活動、環境の保全であるとした。環境の保全は、安全性の観点からは事故による社会的影響と理解される。正当性の観点からは管理可能な量の高レベル放射性廃棄物を除いて地球温暖化ガスや大気汚染物質を放出しないことと理解される。次の階層には達成すべき目標を据えることが適切と考え、安全目標と社会目標を置いた。ここまでは、原子力技術よりも広範な観点を取り込まなければ定まらない概念である。

目標の達成度を測るためにはその下位に性能目標を位置付けることが適切である。安全性については、確率論的リスク評価により得られるリスク情報が性能目標の達成度を示す指標となるので、リスク指標を用いる。一方、正当性については、国民の生活や経済活動、環境保全への貢献を適切に表すための評価手法はないが、エネルギー自給率などの安定供給の程度、エネルギーコスト、二酸化炭素排出量などの経済統計から得られる指標を用いることができると考え、これらを便益指標とした。この段階の指標であれば、定量化が可

能であると考えられる。

最後に、性能目標とは異なる観点であるが、原子力リスクあるいは社会リスクを抑制されていることについて、プラント・ライフ全体にわたって達成されていることが大切であるとの考えから、継続的な安全性向上、持続的な便益の維持・向上を指標として加えた。これらは、時間の経過とともにプラントが経年化し、環境条件が変化することに対してある意味で普遍的に目標が達成されているのかを判断する指標である。

(a) 目標を達成するための ALARA の考え方

これらの指標には一貫してリスクをできるだけ低くするという要求がある。すでに考察したように、便益をできるだけ損なわずにリスクを抑制するという考え方であるといってもよい。

原子力リスク抑制には ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の考え方がしばしば参照される。“Reasonably” は“合理的に”と訳すことが多いが、むしろ“理由を示して説明し、関係者にその判断を理解していただける”と訳す方が適切である。“合理的に”は、“Rational”に近い無機質な用語である。リスク抑制のために実施可能なことは全て実施するという原理原則は、リスク管理という概念を欠いた誤った考え方であり、ALARA の本意ではない。まさに、ALARA とは関係者の間の対話により、合意点に達する範囲内において、できるかぎりリスクを抑制するという考え方である。

理由を示して説明し、理解していただくためには何らかの合意に係る判断基準が必要である。その判断基準は、リスクと便益の相対評価の総意としての合意点を反映したものである。それを達成すべき目標と呼んでもよいが、目標は高ければ高いほどよいという考え方に通じるという意味で異なっている。リスクと便益の適切なとりあわせを探り、実行可能な方法で目標を達成する必要があり、ALARA の考え方がベースにある。

(b) 正当性の性能目標

PLCS を社会リスクと原子力リスクに展開したが、それらの下位階層を考えるとときの指標が必要である。社会リスク (正当性) の指標の下位階層については、2012 年 7 月から 8 月に日本国政府が実施した、エネルギー・環境に関する討論型世論調査³の事例から考察できる。この調査では、無作為に抽出された国民に、エネルギー・環境に関する選択肢でもっとも重視するものは何かを問い、それとともに原子力発電の割合についていずれを選択するかを問うた。2012 年 8 月 4 日から 5 日にはシンポジウムを開催し、参加者間の討論、専門家との質疑を実施した。これは、「国民的議論の一環という位置づけの中、エネルギー・

³エネルギー・環境の選択肢に関する討論型世論調査 調査報告書、2012 年 8 月 22 日、エネルギー・環境の選択肢に関する討論型世論調査 実行委員会

環境に関する選択肢に関して「社会の縮図」を確保しつつ、普通の国民の意見を調べ、十分な情報と熟考に基づく意見を聴取すること」を目的とし、「エネルギー・環境の選択肢に関する国民的議論が活発に行われるようにするための政府の取組みの1つ」であるとされた。すなわち、エネルギーと環境に関する政策を決定するための活動であり、いずれの政策が正当性をもつかを考察する試みである。

この調査では、エネルギーと環境に関する選択肢はとして

- エネルギーの安定供給
- 地球温暖化抑制
- エネルギーコスト
- 安全の確保

をあげた。これら、4項目がエネルギーと環境に関する選択の正当性を説明する項目である。表 2.1.2-1 より、正当性の性能目標として、安定供給、コスト、地球温暖化抑制をあげたことと対応する。

安全確保、エネルギー安定供給、地球温暖化防止、コストの4つをエネルギーと環境に関する選択肢として、そのうちで何をもっとも重視するかを、初期の電話調査時 (T1)、説明資料を読んで討論会に参加する前 (T2)、討論会終了後 (T3) の3回問うた結果を簡単に述べる。安全確保をもっとも重視する人の割合は、67.0% (T1) →74.4% (T2) →76.5% (T3) と増加した。エネルギー安定供給については、安全ほどでないが徐々にあがっているとの結果である。さらに、地球温暖化防止は低下の傾向、コストについては横ばいであった。

安全確保、エネルギー安定供給、地球温暖化防止、コストの4つの選択肢に関する設問と合わせて、原子力発電比率についても選択を求めた。その結果、ゼロシナリオが 32.6% (T1) から 41.1% (T2)、46.7% (T3) と増加している。一方、20-25%シナリオを支持する割合は13%で変化していない。結局、15%シナリオと20-25%シナリオの支持層は大きく変化することがなく、複数支持と積極支持なしという層がゼロシナリオ支持にシフトした。

以上の考察から、上記の4項目をもとに正当性の性能目標を選定することが適切と考えられるが、この4項目は必ずしも同列に扱うものではないことに注意が必要である。エネルギー政策の目的は、エネルギー安全保障の確立である。エネルギー安全保障の概念の意義は、「国民生活、経済・社会活動、国防等に必要な『量』のエネルギーを、受容可能な『価格』で確保できること」⁴である。すなわち、本質はエネルギー安定供給であり、それに付随してエネルギーコストが普遍的に重要である。一方で、安全確保と地球温暖化防止はそ

⁴ 平成21年度エネルギーに関する年次報告」(エネルギー白書2010、第174回国会(常会)提出、第1部エネルギーをめぐる課題と今後の政策

れぞれ大切なことであるが、安価なエネルギーの安定供給が達成された上で付加的な条件として要求される。その要求の度合いは、国により、時代により異なっており、周辺環境により要求する水準は変化すると考えられる。すなわち、この4項目は、その中からいずれを重視するかというような選択肢ではない。

1970年代の石油ショック当時は、供給途脱リスクの回避と影響の最小化が最大の課題であり、各国のエネルギー需給や地理的、地政学的な状況に応じたエネルギー政策がとられた。一方、1990年代から2000年代にかけては、新興国の経済発展などに伴い、供給途脱リスクが支配的な要因となり消費国による資源争奪競争が激化した。また、京都プロトコルをはじめ、地球温暖化防止に対する配慮が重要視されるようになったが、国によって具体的な取り組みは異なっているのが現実である。地球温暖化防止についてはその原因の予測の不確かさが減少するにつれ、また地球温暖化の影響あるいは深刻度が認識されるにつれ、厳しい要求が課され、場合によっては高い優先度となる可能性もある。現在は、それらに加え、福島第一事故を受けて原子力発電所の安全性要求の強化について世界的に議論を巻き起こしているが、原子力の継続的利用に関する方針は国によって異なっている。いずれにしても、安価なエネルギーの安定供給なしに、安全確保や地球温暖化防止を求めることは本末転倒である。

このように、エネルギー安定供給とエネルギーコストは正当性に関する性能目標となりうると考えられる。地球温暖化防止も、エネルギー安全保障という意味では重要度は劣るが、地球温暖化による社会リスクを抑制するという観点から、正当性のひとつの構成要因としてあげる。安全確保は、原子力リスクで考慮されるので、ここでは除外する。



図 2.1.2-2 原子力利用の構成要素（正当性）

(c) 安全性の下位階層

安全確保は、討論的世論調査で選択肢の一つとされた。しかし、それはエネルギー安定供給などとは異質であることから、原子力リスクの構成要因として考慮する。安全確保とは、原子力リスクを低い水準に管理することに他ならない。達成のために努力されるべき

リスクの抑制水準は安全目標として提示される。安全目標への適合性を判断するための補助的な目標と定義される⁵性能目標に展開することが適切である。そしてその性能目標は安全確保の基本的考え方である深層防護と対応していることが望ましく、また説明性に優れる。

以上の考え方により、安全性に係る目標を定量化するために展開されり性能目標を深層防護の考え方に従い整理した。プラント・ライフ・サイクル安全を評価するための指標を定義するうえで、個人の健康影響と放射性物質放出による社会的影響にかかる安全目標を定めることを前提とした。いずれの目標も、放射性物質の放出を伴うような事故を防止すること（発生防止）、放射性物質の放出を防止すること（影響抑止）、公衆や環境へのリスクを抑制すること（リスク抑制）により達成され、これは深層防護の考え方に則っている。安全目標を達成するために三つの性能目標が定義される。

- ① （原子炉では炉心損傷事故）発生防止の性能目標
- ② 影響抑制の性能目標（原子炉では、シビアアクシデントによる放射性物質の放出）
- ③ 公衆や環境へのリスク抑制の性能目標（複数の目標がありえる）

発生防止の性能目標は、確率論的リスク評価（PRA）で得られる炉心損傷発生頻度が適している。炉心損傷としても様々な損傷モードがあり、それによって放射性物質放出の潜在的脅威と影響抑制の方法と効果は異なる。しかし、下位の階層に、深層防護の考え方と整合する性能目標を据えることの意義は、そのような不確かさには影響されず、最初の防護層の性能を規定できるところにある。発生防止では、安全設計だけでなく、運転や保守など、運転段階の指標も関係する。

影響抑制の性能目標は、シビアアクシデントが発生した後に格納機能を確実に確保すること、ソースタームを工学施設により低減すること、さらに管理放出、その他の方策により放出影響を抑制することが重要である。さらに、このフェーズでは、外部からの支援機能が重要な役割を果たす。事前に外部支援方策が十分に機能するように設計されているか、訓練や教育は適切になされているか、必要な資源の調達が可能であるか、これら进行评估することが重要である。

リスク抑止の性能目標では、公衆のリスク、環境リスクを顕在しないような方策と準備が必要である。リスク指標としては、レベル 3PRA の結果として得られるリスクプロファイルや公衆リスクが使用される。また、多数機の影響、さらには、サイト周辺の施設やインフラストラクチャ（交通、通信など）自然現象と人的事象に対する耐性といった問題を考慮する必要がある。

⁵ 原子力安全委員会、安全目標に関する中間とりまとめ、平成 15 年 12 月

個々の性能目標が達成されれば安全目標への適合性は自動的に満足されるものではない。性能目標は個々の機器や設備、人間の行動、危機管理手順などの達成度を調べるための定量値である。一方、安全目標は、どれほど安全であれば安心できるのかという問いかけである。よって、性能目標の達成度を踏まえて、工学的ならびに社会的な観点から評価をする必要がある。こうして、工学的な不確かさだけでなく、主観的な要素や社会環境から受ける影響があるので、安全目標の達成度は容易に測定できない。よって、安全目標へのてき合成を図るための指標をここに導入する。

図 2.1.2-3 原子力利用の構成要素 (安全性) に安全性に関する性能目標の構成を示す。

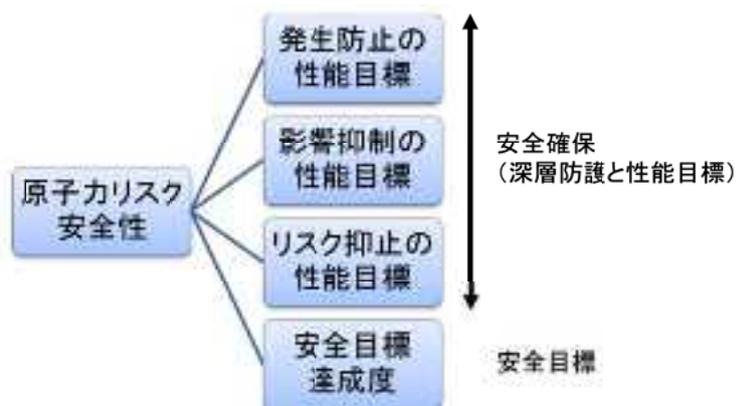


図 2.1.2-3 原子力利用の構成要素 (安全性)

2) 正当性の指標

正当性をどのように定量化するかを検討する。これら指標には直接的なメリットのみでなく、経済活動への寄与、化石燃料のコスト上昇の抑止効果などの福次的作用もある。表 2.1.2-2 に安全性と対比させて正当性に関する指標を整理する。安全性の場合には、安全目標、それを達成するために施設の特性に応じて適切に設定される性能目標、その達成度を評価するための性能指標が体系的に示される。これらを定量化する方法が確率論的リスク評価 (PRA) であり、その手法に応じて解析すべきパラメータも定まる。要求すべき性能あるいはその指標の組み合わせの十分性は、深層防護に基づく安全の確保の段階的目標と方策の組み合わせに応じて示される。

一方で、正当性の場合には、性能目標と性能指標が明示的に定められていないことが問題であると考えられる。すなわち、具体性までは求められない政策目標はあっても、それを実現するための手段や制約、資源や評価手法が、正当性については未成熟な状況にある。このことは、ゼロリスクを求めることは不合理であることを踏まえ、かつ、厳格な安全確保を実現するためには、解消しなければならない課題である。

表 2.1.2-2 安全性と正当性の関係と定量的指標への展開

	安全性	正当性		
政策目標	安全の確保(安全目標)	安定なエネルギー供給	地球温暖化防止	安価なエネルギー源の確保
性能目標	リスク抑制の目標	電力供給信頼性	温暖化ガス排出抑制	エネルギーコスト
性能指標	炉心損傷発生頻度(CDF) 格納機能喪失頻度(CFF) 大規模放出頻度など	停電回数など	CO2 排出量など	発電単価など
個別指標	安全機能の信頼性 リスクマネジメント能力 など			
パラメータ	リスク重要度 保全重要度 機器信頼性 など			

図 2.1.2-4 に、正当性の指標を展開した例を示す。エネルギー安定供給については、発電量、製剤成長への寄与、雇用の側面など、直接的な効果と間接的な効果を考えることが適切であろう。地球温暖化抑制については、具体的な排出目標から、国際的な貢献、環境汚染の防止という数量化しがたい項目が含まれる。エネルギーコストは、国際的な競争力に対する寄与と、安価なエネルギーをどれだけ信頼性高く供給できるか、外乱に対するコストのロバスト性という観点で評価されるものである。このように、正当性の指標を展開しようとするときには、極めて多くの要因を考慮する必要があり、また時間軸についても過去の収益(これによって廃炉の問題は正当性をもつ)、現在のコストや供給性能に加え、将来の不確かさに対する強靱性といった観点も不可欠である。

PLCS の指標として、エネルギー安定供給、地球温暖化防止、エネルギーコストを挙げたことは適切であると考えられる。一方で、その定量化のためには検討すべき課題が多いことが理解される。なお、正当性を評価するときに留意すべき三つの着眼点を図 2.1.2-4 に示した。経済的合理性、国際的競争力、論理的説明性である。

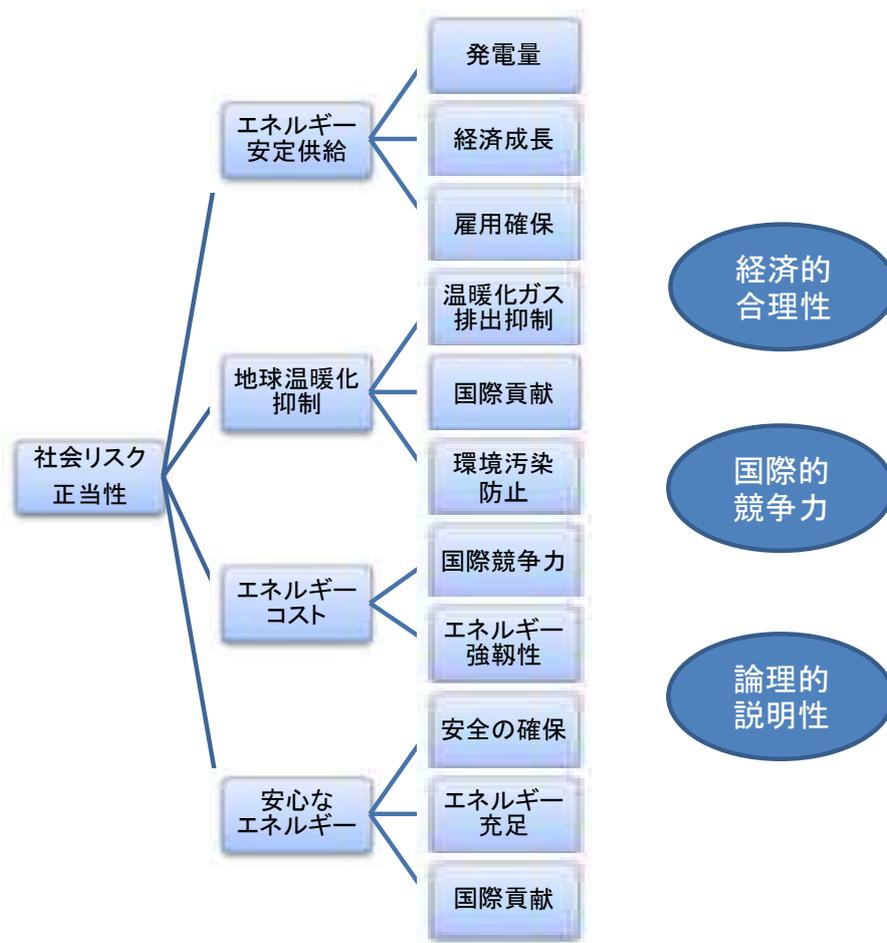


図 2.1.2-4 社会リスクと正当性の構成要素

しばしば指摘されることではあるが、正当性に係る性能目標については、便益に対してそれが実現できない場合に予め準備しておくべきリスクもある。その一例を表 2.1.2-3 に示す。

表 2.1.2-3 原子力利用に係る便益とリスクを表現する 4 つの指標

	便益	リスク
エネルギー安定供給	エネルギー自給率向上	設備利用率低迷（技術・政策）
地球温暖化抑制	温室効果ガス排出抑制	設備利用率低迷による代替策
エネルギーコスト	低コストのエネルギー確保	安全向上投資、事故修復コスト

原子力発電所の設備利用率が低迷すれば、温室効果ガス排出量削減のための代替手段が求められ、それが付加的なリスク要因となる。エネルギーコストについては、継続的な安全向上やバックフィットのためのコスト、事故が発生した場合のコストなどのリスクがある。

3) 安全性の指標

安全目標は、それへの適合性を判断するための補助的な目標と定義される⁶性能目標に展開することが適切である。そしてその性能目標は安全確保の基本的考え方である深層防護と対応していることが望ましく、また説明性に優れる。

深層防護の発生防止は、リスク要因すなわちシビアアクシデント(著しい炉心損傷状態)の発生防止とする。これは、レベル1リスク評価である。炉心損傷発生頻度(CDF)に関する性能目標がこ発生防止の指標に対応する。

影響抑制は、格納機能の喪失とソースタームの制限である。これはレベル2リスク評価である。格納機能喪失頻度(CFF)と大規模放出量と頻度に関する性能目標が影響抑制の指標に対応する。影響抑制の性能とは、敷地外に放射性物質がどれだけ放出されるのかの評価と同じ内容である。

リスク抑止は公衆の健康並びに環境保全へのリスクを低く抑制することであり、レベル3リスク評価である。安全目標(リスク目標)として安全目的を達成する条件が設定される。リスク評価は、安全目標の達成度を判断するための定量的指標になる。

以上の考え方により、図2.1.2-5に示す通り、原子力利用に係る判断を定量するために考慮すべき因子の構成を整理した。安全目標の構成要素は、プラントの設計(safety design)や用意(safety provisions)によって対処される安全防護の領域から、個人や公衆の健康に関する放射線防護の領域までが含まれると考えられる。

プラント・ライフ・サイクル安全を評価するための指標を定義するうえで、個人の健康リスクと放射性物質放出規模にかかる安全目標を定めることを前提とした。いずれの目標も、放射性物質の放出を伴うような事故を防止すること(発生防止)、放射性物質の放出を抑止すること(影響抑止)、公衆や環境へのリスクを抑制すること(リスク抑制)により達成され、これは深層防護の考え方である。よって、安全目標はそれを達成するためのそれぞれの防護性能を高めることにより達成されるので、3つの性能目標が定義される。

- ① (原子炉では炉心損傷事故) 発生防止の性能目標
- ② 影響抑制の性能目標(原子炉では、シビアアクシデント発生防止の手段、格納容器、ベントなどが含まれる)
- ③ リスク抑制の性能目標(複数の目標があり、これを統合すれば安全目標)

⁶ 原子力安全委員会, 安全目標に関する中間とりまとめ、平成15年12月

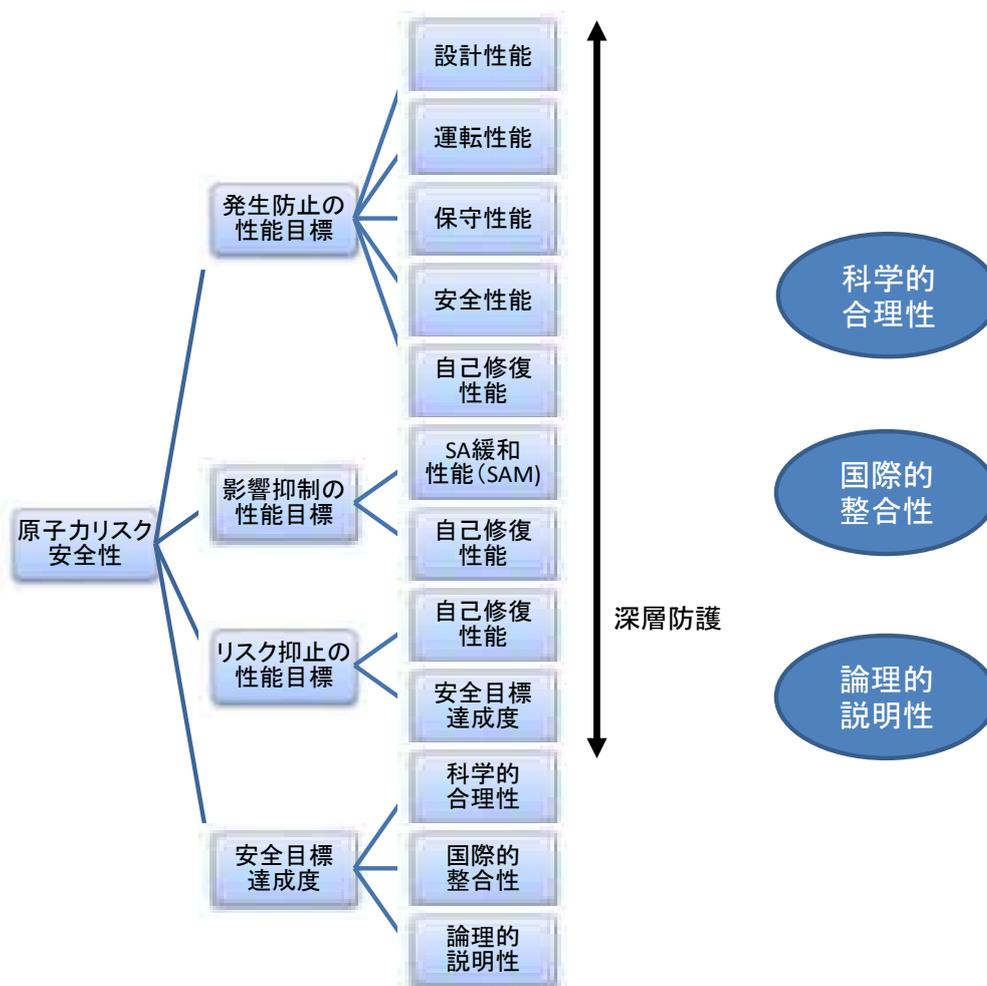


図 2. 1. 2-5 原子カリスクを定量する因子分析（深層防護と安全目標）

(a) 発生防止の性能目標

内的事象は、ランダム事象なので高信頼性と冗長性に対する要求によりクリフエッジは回避され、多重故障の可能性は十分に小さく抑制される。一方、人的事象、外的事象などは、共通原因がありクリフエッジ特性の評価が必要である。発生防止の性能目標には、設計、運転、保守、安全という4つの性能に加え、自己修復性能をあげた。

設計性能はそれぞれの安全機能の信頼性がどの程度か、またその信頼度配分が適切かといった指標で評価される。計画外停止頻度は、結果として安全機能の信頼度や外乱に対する頑健性を表す指標であるとして選定する。

運転性能は、設備利用率と条件付き炉心損傷確率を選定する。設備利用率は便益を代表させる指標である。条件付き炉心損傷確率は、さまざまな起因事象に対して、炉心損傷に至るまでの耐性（余裕）を表す。すなわち、安全機能の信頼性に加え、運転操作、手順などが有効に機能することの指標である。

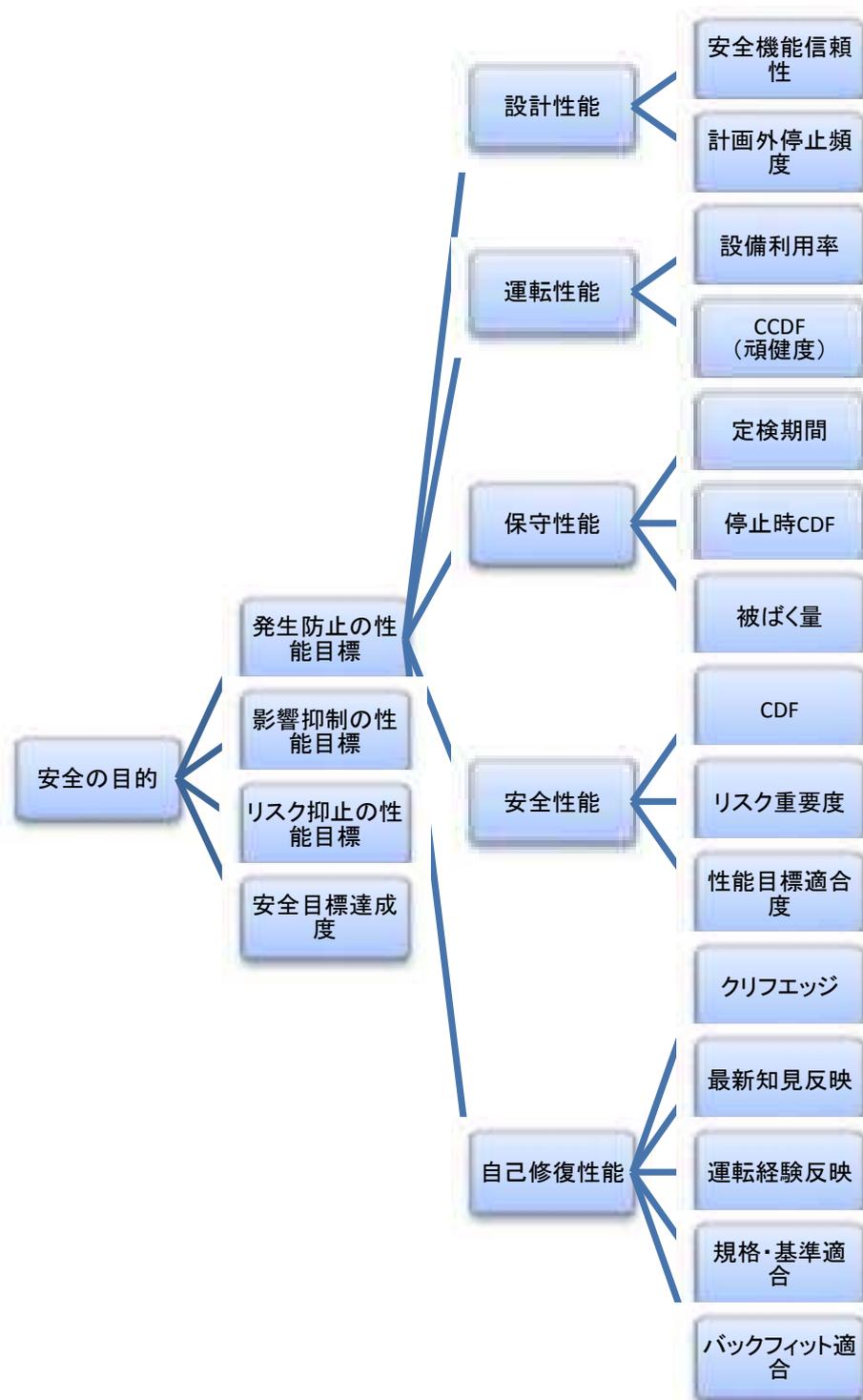


図 2. 1. 2-6 発生防止の性能目標に係る指標の階層構造

保守性能は、定期検査の期間、停止時の炉心損傷確率、定期検査中の被ばく量を選定した。定期検査の期間は検査の手順の効率性や運転サイクルと関係し、保守が効率的に行われる便益の指標である。停止時炉心損傷確率は、停止時の保守の手順が安全性（リスク）に及ぼす影響を表す指標である。

安全性能は、炉心損傷確率、リスク重要度、性能目標との適合度を指標とした。炉心損傷確率は、シビアアクシデントの発生防止に関する性能をもっとも直接に表す指標である。しれに加え、炉心損傷に関連するリスク情報を選定する。

自己修復性能とは、国内外の運転経験や最新知見を適宜分析・吟味して反映し、重大な事故の要因となりうる共通要因故障やクリフエッジを回避する能力である。併せて、それらは設計基準類に反映され、バックフィットの必要性が検討される。これらを確実に実施できていることにより、弱点を修復し、より強靱な安全系とすることができる。

(b) 影響抑制の性能目標

影響抑制については、シビアアクシデントが発生した後に格納機能を確実に確保すること、ソースタームを工学施設により低減すること、さらに管理放出、その他の方策により放出影響を抑制することが重要である。これらの機能の有効性については、発生防止の性能目標と同様に自己修復性能を選定する。さらに、このフェーズでは、外部からの支援機能が重要な役割を果たす。事前に外部支援方策が十分に機能するように設計されているか、訓練や教育は適切になされているか、必要な資源の調達が可能であるか、これらを評価することが重要である。

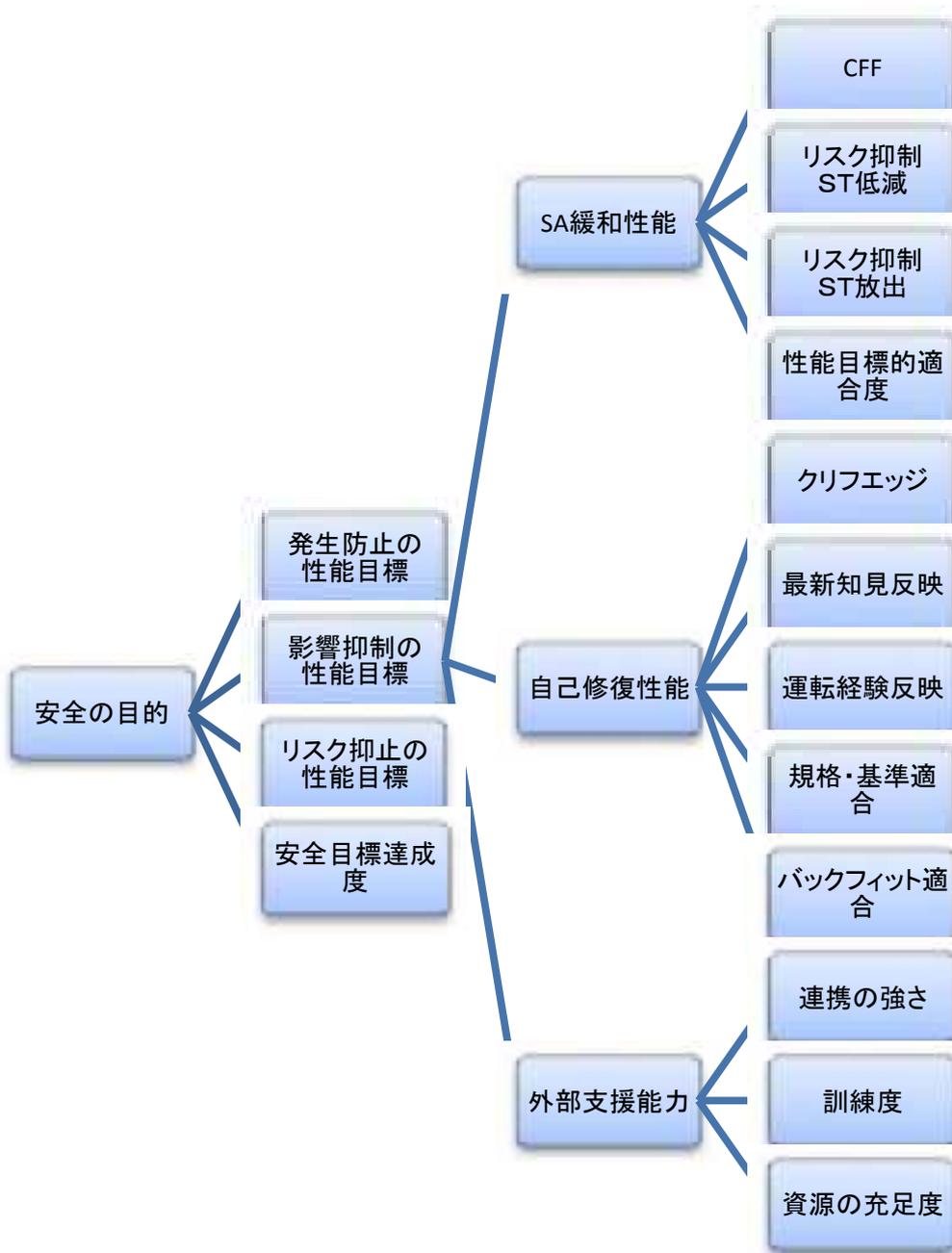


図 2.1.2-7 影響抑制の性能目標に係る指標の階層構造

(c) リスク抑止の性能目標

リスク抑止の性能目標では、公衆のリスク、環境リスクを顕在しないような方策と準備が必要である。リスク指標としては、レベル 3PRA の結果として得られるリスクプロファイルや公衆リスクが使用される。また、多数機の影響、さらには、サイト周辺の施設やインフラストラクチャ（交通、通信など）自然現象と人的事象に対する耐性といった問題を考慮する必要がある。

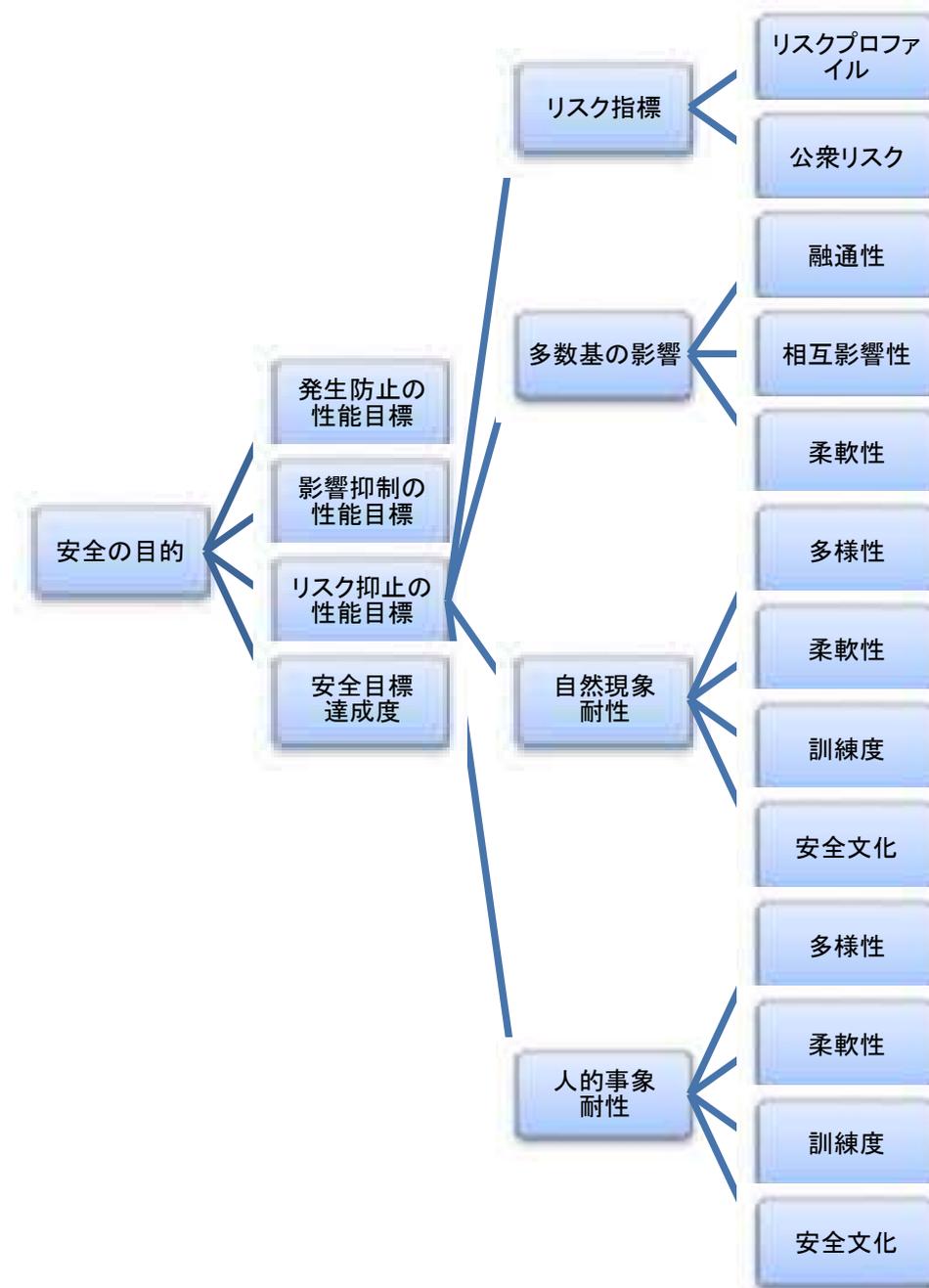


図 2.1.2-8 リスク抑止の性能目標に係る指標の階層構造

(d) 安全目標（安全目的の達成度の指標）

安全目標達成度は科学的合理性や論理的説明性を要件としているので正当性を構成する要件が安全目標達成度に関与する。安全目標とは、原子力利用において目指すべき安全の水準である。安全目標の達成度を見るため、科学的合理性、国際的整合性、論理的説明性をあげている。科学的合理性は客観的な科学的知見に基づきある行動原則にてらして論理的（演繹的に導ける）であることの意味である。科学的合理性があれば論理的説明性があ

ると考えるべきかもしれないが、ある説明が理解されるか否かにはもっと他の要素があると考えて論理的説明性を加えた。国際的調和については、安全確保は国際的な基準を踏まえることを考えて加えた。

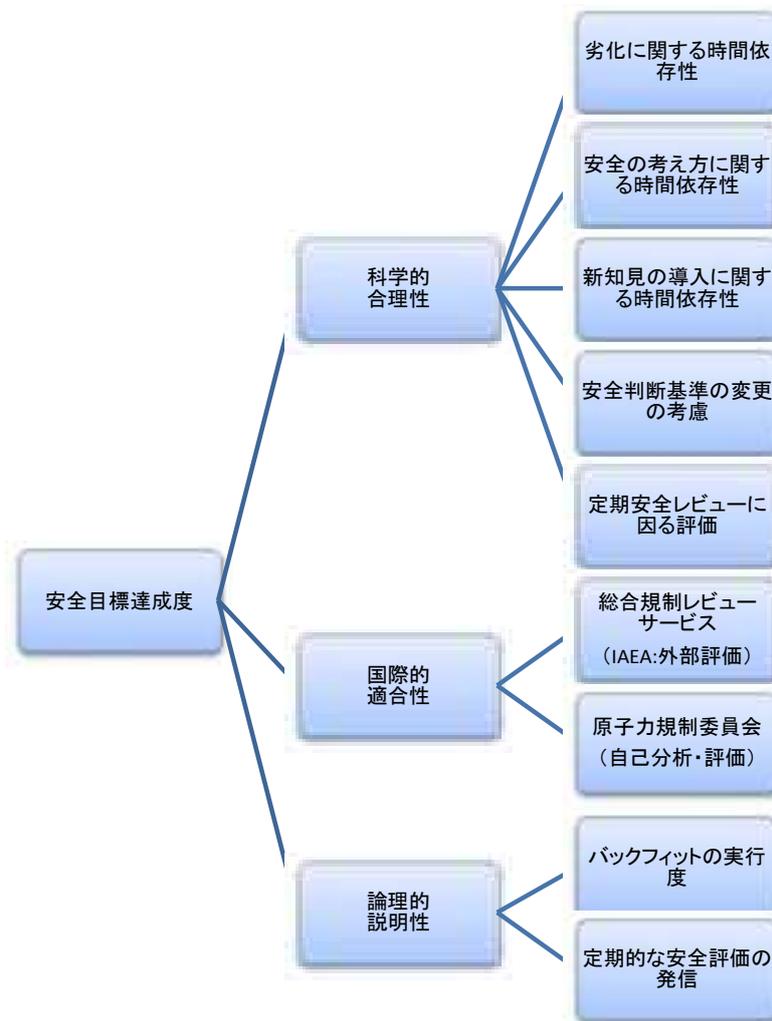


図 2.1.2-9 原子力安全の目的を踏まえた重要因子の抽出

論理的説明性については、科学的合理性があることが前提であるが、それに加えて、説明が相手に理解あるいは共感してもらえるための要素を付加する必要がある。専門的な判断そのものよりも、判断のプロセスや行動原理、態度などが説明性には必要になると考えられる。例えば、原子力規制委員会設置法には、“中立公正な立場で独立して”とあり、中立性や公正性である。国際的調和については、原子力基本法に、“確立された国際的な基準を踏まえ”とあることに対応する。安全確保は国際的な基準を踏まえることを考えて加えた。

NUREG-2.1.20 では、「リスク情報を精査し (risk-informed)、実績を反映し (performance-based)、深層防護によって安全確保 (protection) をすることによって、

以下の2つを確認できると書いている。①放射性物質への暴露の防止、閉じ込め、影響緩和のために用意した障壁 (Barrier)、管理 (control)、人員 (Personnel) の組み合わせが適切であること (放射性物質への暴露は、ハザードの存在、事故のシナリオ、関連する不確かさにより発生する); ②用意した障壁と管理のいくつかあるいは全ての失敗 (人間過誤も含む) によるリスクが受容できる程度に低く維持されること。深層防護に拠り安全確保をするとき、受容できるリスクについて考えることが必要である。このような各国の考え方の調査と意見交換を常に行う必要がある。

なお、原子力利用の目的については、原子力基本法は以下のとおり、その目的と基本方針を定めている。

(目的)

第一条 この法律は、原子力の研究、開発及び利用 (以下、「原子力利用」という) を推進することによつて、将来におけるエネルギー資源を確保し、学術の進歩と産業の振興とを図り、もつて人類社会の福祉と国民生活の水準向上とに寄与することを目的とする。

(基本方針)

第二条 原子力利用は、平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的にこれを行うものとし、その成果を公開し、進んで国際協力に資するものとする。

2 前項の安全の確保については、確立された国際的な基準を踏まえ、国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的として、行うものとする。

4) 各階層の定義と関係

安全性と正当性を因子に展開するときの階層構造の考え方を述べる。

階層0は、原子力利用であり、正当性 (社会リスク) と安全性 (原子力リスク) をその下位におく。本説では、原子力利用を頂上目的とし、それを社会リスクと原子力リスクに展開した。さらに原子力リスクについては深層防護を念頭に階層展開した。それぞれの階層の定義と関係を明確にする。

階層1は、正当性と安全性である。「原子力利用の目的」と「安全の目的」と云つてもよい。それを達成する目安として、政策目標と安全目標が置かれる。本研究では、安全性に係る評価を対象とするが、プラントの性能を表現するために発電性能や設備利用率などを参照する場合もある。

階層2は、安全目標を達成するための性能目標の階層である。これは、深層防護と対応している。シビアアクシデントの発生防止が発生防止の性能目標、格納機能の確保は影響抑制の性能目標、緊急時対応がリスク抑止の性能目標である。さらに、この階層には安全

目標の達成度をおいた。その理由は、三つの性能目標を満たすことに加え、新知見の反映やバックフィットに対する考え方、安全性に関する国際的なコンセンサスが重要と考えたからである。

階層3は、性能を表現する指標（性能指標の考え方：FoM）である。一般に炉心損傷発生頻度のように、安全評価、リスク評価で定量化される量などである。もちろん、性能を表すには、それだけでなく、通常運転に関わる要因や、規格・基準に関わる要因など、多様である。

階層4は、性能指標を分析する個別指標（安全、設計、保全、リスク）である。

階層5は、個別指標を細分化した（定量化するための）パラメータ（必要に応じて定義）である。この階層では、パラメータとして具体的に定量化された数字を用いる。

安全性に対する評価マトリクス

		発生防止	影響抑制	リスク抑止
安全目標		設計基準事故	重大事故対策	災害対策
性能目標		CDF	CFF	LRF
性能指標		安全機能信頼度	AMの品質	危機管理の品質
個別指標				
パラメータ				

安全目標、性能目標、性能指標、個別指標と階層化し、安全性については深層防護の考え方に従い、発生防止、影響抑制、リスク抑止について指標を定義している。従って、リスク評価ならびに性能目標（CDF、CFF、LRF）と密接な関係にあるはずである。実プラントから得られる指標（保全指標を含む）と何らかの対応を示すことを目標とする。

このように、安全指標と各レベルのリスク評価は対応する。ここに定義した安全確保のための指標とリスク評価を用いてプラントサイクルにわたる安全性能が定量化され、それが正当性と相対化されるには、安全目標の策定が残されたピースである。

安全性の観点に加え、運転・保守に関する観点も加味している。運転・保守にかかる様々な活動は、安全の目的（リスクの抑制）とは相当に距離があるところ（例えばパラメータのレベル）で運用されているので、それらが安全指標の数字に直接に大きく影響することはないと考えられる。ここで要因を階層化したことの利点は、運転性（運転安全）や保守性（保守安全：保全）についても、性能指標を定義できることである。評価する目的に応

じて、個別指標を適切に組み合わせることによって、様々な分析が可能となると考えられる。

(2) 包括的プラント情報システムのための基盤要素の構築

1) プラントカルテにおいて用いる指標の整理

(a) プラント指標の整理

従来、原子炉の安全性は、CDF や CFF といったリスク指標のみで示されることが多かった。しかし、原子炉は深層防護の概念に基づき安全対策がなされているため、例えば高経年化によって特定の系統の機能喪失確率が高くなったとしても、これが CDF や CFF に直接影響を与えないこともあり得る。従って、高経年化がプラントに与える影響を見るためには、多角的なプラント指標が必要となってくる。そこで、H23 年度、H24 年度においては、プラントの安全性を多角的に見ることが可能となるパラメータを収集した。

本年度の作業においては、(1)における検討結果に基づき、プラントパラメータの整理を進めた。整理結果を表 2.1.2-4 に示す。

(b)各プラント指標の説明

取り扱うべきプラント指標については、H23年度～H25年度にかけて検討を行い、これらをカテゴリ分けした。これらのカテゴリに対する説明を以下に示す。

a)プラント正当性指標

原子力プラントの正当性に関する指標である。IAEA SF-1 や現在検討中の日本原子力学会の原子力安全基本原則等に示されているように、原子力安全の基本原則の一つにプラントの正当性がある。正当性があるとは、プラントによって得られる便益がリスクを上回っていること、あるいは、プラントにより生じるリスクが便益を下回っていることである。また、正当性に関する説明性も重要となる。これらのことから、正当性指標としては、経済的合理性、国際的整合性、論理的説明性などに寄与する項目が選ばれる。

b)サイト指標

原子力発電所をマクロに見たときの指標である。原子炉の基数・タイプや、サイト内に貯蔵されている使用済み燃料の体数が総合的なリスクに関する指標となり得る。

c)リスク指標

原子力プラントの主として、リスクに関連する指標である。一般に、安全は「リスクが十分に小さいこと」でしか示すことはできないため、リスク指標は、言い換えると原子力安全に関する指標であると言い換えることもできる。リスク指標は、原子力安全を達成する基本的な方法論である深層防護の性能に関する指標、および確率論的リスク評価により得られる指標からなる。原子力プラントは深層防護を取り入れた設計を採用していることから、CDF や CFF 等のパラメータは、経年変化を含む種々のプラントの状態変化を反映しにくいものになっている。つまり、経年変化により、機能喪失などが発生したとしても、深層防護により、炉心損傷や格納容器損傷などの過酷事故に至る確率が非常に低いため、CDF や CFF などのパラメータに対し、経年変化が大きな感度を持たないように見える状態となっている。これは、逆に言うと、深層防護が適切に働いている状態であるともいえる。そこで、CDF や CFF に加えて、PRA 解析の過程で得られる深層防護の各層が破られる確率を指標として用いることにより、経年変化などの状態変化がプラントの安全性に与える変化をより「敏感に」見ることを試みる。これは、深層防護の性能を見ることにもなる。

また、福島第一の事故の教訓として、過酷事故が起こった社会的・経済的影響(社会的リスク)を見る指標が必要になる。そこで、過酷事故が発生した場合に想定される土壤汚染面積などを指標に取り入れた。

なお、フラジリティの経年変化は、本事業の枠内で検討が進められている保全指標の検討に基づき、例えば配管の肉厚などの情報と確率論的破壊力学から計算することが可能である。フラジリティの経年変化が計算できれば、リスク指標のいくつかについては、将来

の経時変化を直接予測できるため、これらを深層防護の各層に関連づけることで、深層防護の各層の「劣化」を時間軸に沿って表すことができると予想される。具体的には、リスク指標としてあげている「深層防護の各層が破られる確率」の経年変化が計算可能と考えられる。

d)安全余裕指標

安全余裕の大きさは、特に設計を超える外的事象など、いわゆる想定外事象に対して安全上大きな意味を持つ。そこで、ストレステストでイベントツリーを用いて特定された安全余裕(クリフエッジに至るまでの余裕)を安全指標の一つとして考慮する。

e)安全実績指標

プラントの運転に伴って得られる各種データは、人間の体で例えると、健康診断の結果や、日々の体の具合に対応するものである。これらから、健康、すなわち、プラントの安全レベルを推定できるパラメータを得ることができる。これらを以下のように分類した。

(i)運転

計画外スクラム回数を始めとする、運転に伴う典型的なトラブルの件数などを示すものである。現在のプラントの「健康状態」に相当するものであると考えられる。

(ii)保全

保全に関する活動を示すものである。この活動の経時変化を確認することにより、プラントの状態が経時的にどのように推移しつつあるか、実績ベースで把握することができる。

(iii)検査

検査時の指摘事項に関するものであり、プラントの安全性に関する潜在的な問題を示唆するものになると考えられる。

(iv)品質保証

検査と同じく、プラントの安全性に関する潜在的な問題を示唆するものになると考えられる。

(v)放射線防護

原子力安全の基本は放射線リスクの低減である。この観点から、放射線防護関係の指標は、プラントの安全性を示すパラメータになり得る。例えば、トラブルのため、大がかりな補修作業を行えば、被ばく線量は増大する可能性がある。また、燃料リークなどで一次系周辺部分の空間線量が増大すれば、やはり被ばく線量が増大する傾向になる。

(vi)労働安全

一般に労働安全は「原子力安全」のカテゴリには入らないものの、より大きな概念としての「原子力発電所の安全」の中に含まれるものである。安全文化の醸成に深く関係する因子であり、安全指標として取り入れることには意味がある。

(vii) 人的要因

訓練不足などの要因により発生したインシデントは、ヒューマンエラーなどによる安全性の低下を示す指標として考えることができる。

(viii) 訓練

訓練は、プラントの安全性を確保する基礎になるものである。また、シビアアクシデントマネジメントにおいては、様々な局面において、人による介入によって事故進展や事故の影響を緩和することとなる。そのため、訓練時間などの指標は、事故時の対応能力を潜在的に表すものとしてとらえることができる。

(ix) 安全文化

安全文化は原子力安全の基盤である。従って、安全文化醸成のための努力は、安全性の一つの指標としてみるることができる。

(x) 防災

防災は、深層防護の第五層にあたるものであることから、安全性の一つの指標としてみるることができる。

(xi) 継続的改善

福島第一原子力発電所事故の大きな教訓の一つは「継続的改善」である。その時々最新の知見を取り込み、発電所の安全性を継続的に高めていく取り組みは、発電所の安全をよりよいものにするために重要である。

f) 保全予測指標

定期検査時の検査結果において得られる保全情報や、機器の破損モード毎の劣化進展の物理的メカニズムにもとづいて、機器の劣化を予測し、その機能喪失確率の経時変化を予測することは、本事業の一つの重要な取り組みである。機器の機能喪失確率を算出することにより、この機器が属している系統(システム)の機能喪失確率を算出することが可能となる。この機能喪失確率は、確率論的リスク評価モデルに入力され、深層防護の各層が外乱や事故により破られる確率を経時的に算出することが可能となる。保全予測指標算出のためには、以下の情報が必要となる。

(i) 設計情報

機器の設計は、その機器が新設されたときの安全基準を元に、安全余裕を加味する形で行われる。一方、安全基準が改定された場合や新しい知見が得られた場合には、改修などを通じて安全レベルの向上が図られる。すなわち、安全余裕は、機器の設計と安全基準に関連することから、安全余裕の経時変化を継続的に確認していくためには、機器の初期の設計情報と改修の履歴および関連する安全基準の変遷などを追跡可能な状態で保持しておく必要がある。これらの情報の多くは、工事認可申請書に記載されていることから、この改訂履歴を参照できるようにしておくことが必要である。

(ii) 施工情報

機能喪失確率の算出にあたって、例えば配管肉厚や材質などは、ミルシートなどに記載されている as is の値を用いることが望ましい。また、不確かさを評価するためには、製造公差も必要となる。さらに、実耐力の試験などが行われている場合、これを元に機器破損の解析精度を向上させることが可能になる。

(iii) 保全情報

機器の劣化を予測する際に必要となる情報を保存する。各機器や配管などは、定期検査やオンラインメンテナンスなどで、肉厚や機器状態などの情報が得られている。これらは、機器などの破損モードにもとづく劣化予測の際の入力データとして用いられる。また、機器の劣化は、環境条件も大きく影響する。そこで材料の劣化の要因となる環境条件、検査、補修、交換の履歴に加えて、エロージョンやコロージョンによる肉厚変化、圧力容器の場合には、脆性遷移温度の変化、配線の場合には絶縁特性の変化などを保持しておく必要がある。

(iv) 評価情報

保全情報を元に、経年劣化による変化を劣化モードごとに物理モデルによって予測し、この予測値を元に機器の破損確率の経時変化を計算する。機器の破損確率からこの機器が属するシステムの機能喪失確率を推定することが可能となる。この経時変化に基づき、システムの機能喪失確率の経時変化を評価する。これらのパラメータは、PRA の入力値として使用され、プラントのシステム全体としての安全性が経年変化によりどの程度変化するかという観点で定量化される。具体的には、深層防護の各層が破られる確率が経時的にどのように変化するか、と言う観点で評価に用いられる。

(c) プラント指標の種類とその使い分け

(b) で述べたプラント指標は、「経験(実測値)により得られるもの(実績指標)」と「シミュレーションに基づき算出するもの(予測指標)」の二つに大別することができる。Reactor Oversight Process (ROP) などの従来型のプラント安全性監視には、経験的なパラメータが用いられてきた。これらの経験的(実測に基づく)パラメータによる安全性指標は、過去から現在に至るまでのプラント安全性の経時変化を示すことはできるが、将来にわたっての予測は、過去から現在までのトレンドを「経験的に」外挿することによってのみしか得ることができない。この方法では、短期的な外挿は可能であると考えられるが、プラントの共用期間にわたる長期の安全性予測の信頼度は低いものになると考えられる。そこで、長期にわたってプラントの安全性を予測する手段が必要となる。

本事業の目的は、高経年化に伴うプラント安全性の変化を的確に把握し、さらに部分的にはこれを将来にわたって予測することであることを考えると、経験的なパラメータのみではプラント安全性の監視には不十分であると考えられる。そこで、保全指標からシミュレーションにより得られる各機器の機能喪失確率、ひいては各系統(システム)の機能喪失

確率を考慮して確率論的リスク評価を実施することにより、将来にわたり、プラントの安全性がどのように変化するかを、科学的な根拠を持って提示することが可能となると考えられる。

ただし、現時点でシミュレーションにより得ることができるプラント安全性に関するパラメータは、リスク指標、具体的には、PRA より算出できる結果に係わるものだけであり、限定されたものであることにも注意が必要である。すなわち、シミュレーションにより得られる結果のみでプラント安全性について多角的な評価を実施することはできない。

以上のことから、「経験的(実測で)得られる指標」および「シミュレーションにより得られる指標」を組み合わせることにより、これらの指標がお互いに不足部分を補い合えるものと考えられる。

2) 深層防護性能の定量化に関する検討

a) 概要

深層防護は、ある事象(もしくは防御線)に至ることの「防止」および事象に至ったときの「緩和」を基本戦略として、防御線(つまり層)を複数用意することにより、全体として防御のロバスト性を向上させる考え方であると整理できる。

深層防護が堅牢であるための条件の一つは、各層が十分に強固であること(=層が厚いこと)である。もう一つは、層間の独立性が高いことである。これらの考え方については、概念レベルで議論はされているものの、定量性に乏しい印象があり、深層防護の有効性についての議論が混乱する要因の一つになっていると考えられる。

以下では、深層防護性能を定量化するための方向性について検討する。

b) 深層防護の各層の強固さ

各層の強固さは、深層防護の各層に分類される事象が発生する条件付き確率により代表させることが可能であると考えられる。例えば、第3層(例：工学的安全施設の動作)であれば、第2層までの対処が失敗したときの第3層の失敗に関し、条件付き確率を考えることでその強固さ(信頼性)を評価することができる。

c) 各層の独立性

システムとしてのロバスト性は、言い換えると、種々の入力に対して、システムが多様に応答できることであると考えられる。事故の進展をイベントツリーなどによって行列形式で表すことができた場合、層間の独立性は、この行列の実効的なランク(独立な次元)で表すことが可能であると考えられる。あるいは、行列の非対角要素を各層間の相関(依存性)として定量化できる可能性がある。この場合、対角要素に対する非対角要素の相対的な大きさが相関の依存性を示すことになる。行列の左下の各要素は、前段否定の効果、行列の右上の各非対角要素は、後段否定の効果を示すと見ることができると推察される。

d) 計算例

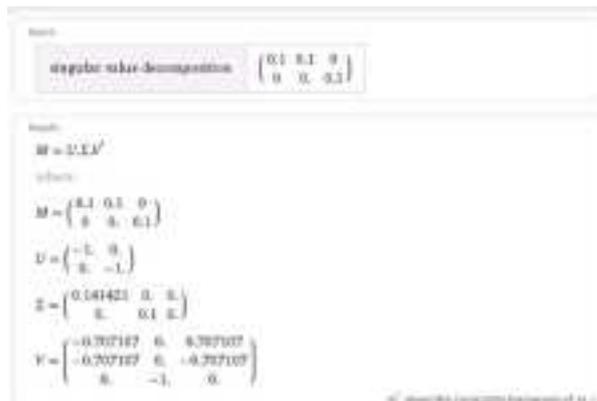
前項までに述べた検討方針を具体的に考察するため、簡単な問題をもちいて議論を行う。

例(1) :

3つの機器 A, B, C を考え、それぞれの機能喪失確率を P_A , P_B , P_C とする。深層防護の第一層は、A, B 両方が機能することにより達成され、深層防護の第二層は C が機能することにより達成される。この場合、深層防護の第一層、第二層が破られる確率は近似的に以下のように表される。($P_A \times P_B$ を無視)

$$\begin{pmatrix} P_{loss}^{第1層} \\ P_{loss}^{第2層} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} P_A & P_B & 0 \\ 0 & 0 & P_C \end{pmatrix} \begin{pmatrix} 1 \\ 1 \\ 1 \end{pmatrix} \quad (1)$$

仮に、 $P_A, P_B, P_C=0.1$ とすると、 $\begin{pmatrix} P_A & P_B & 0 \\ 0 & 0 & P_C \end{pmatrix}$ の特異値分解の結果は以下の通りである。



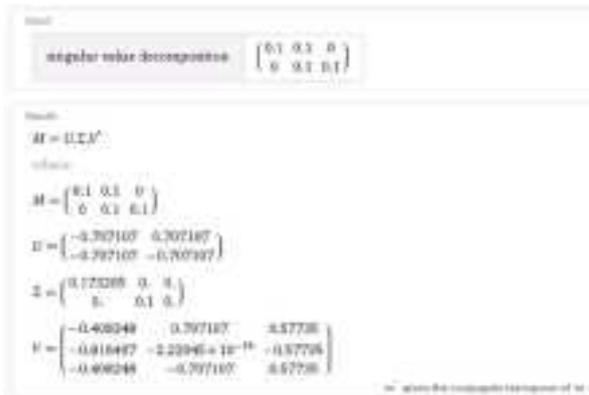
特異値分解の結果から、最大固有値に対する第二固有値の比は、 $0.1/0.1414=0.707$ であると求めることができる。

例(2) :

3つの機器 A, B, C を考え、それぞれの機能喪失確率を P_A , P_B , P_C とする。深層防護の第一層は、A, B 両方が機能することにより達成され、深層防護の第二層は B, C 両方が機能することにより達成される。この場合、深層防護の第一層、第二層が破られる確率は近似的に以下のように表される。

$$\begin{pmatrix} P_{loss}^{第1層} \\ P_{loss}^{第2層} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} P_A & P_B & 0 \\ 0 & P_B & P_C \end{pmatrix} \begin{pmatrix} 1 \\ 1 \\ 1 \end{pmatrix} \quad (2)$$

仮に、 $P_A, P_B, P_C=0.1$ とする。 $\begin{pmatrix} P_A & P_B & 0 \\ 0 & P_B & P_C \end{pmatrix}$ の特異値分解の結果は以下の通りとなる。



最大固有値に対する第二固有値の比は、 $0.1/0.1732=0.577$ であり、例(1)に比べると、第二固有値の値は小さい。つまり、行列の実効的なランクは小さくなっている。この結果は、例(2)は、例(1)に比べ、相関の独立性が低下しているとみることができる。これは機器 B の共通要因故障が深層防護の「穴」になり得るためであると考えられる。

例(3) :

仮に、 $P_A, P_C=0.1, P_B=0.05$ とすると、 $\begin{pmatrix} P_A & P_B & 0 \\ 0 & 0 & P_C \end{pmatrix}$ の特異値分解の結果は以下の通りである。



最大固有値に対する第二固有値の比は、 $0.1/0.111803=0.894$ であり、例(1)に比べると、第二固有値の値は大きい。つまり、行列の実効的なランクは大きくなっている。これは、機器 B の機能喪失確率が $0.1 \rightarrow 0.05$ となることで、第 2 層の信頼性が上がり、システムの堅牢性が高まったことに対応すると考えられる。

例(4) :

仮に、 $P_A, P_C=0.1, P_B=0.05$ とすると、 $\begin{pmatrix} P_A & P_B & 0 \\ 0 & P_B & P_C \end{pmatrix}$ の特異値分解の結果は以下の通りである。



最大固有値に対する第二固有値の比は、 $0.1/0.1225=0.8163$ であり、例(2)に比べると、第二固有値の値は大きい。つまり、行列の実効的なランクは大きくなっている。これは、共通要因である機器 B の機能喪失確率が減少することにより、層間の独立性が向上し、結果としてシステムの堅牢性が向上したことになる。

e) まとめ

特異値分解を用いて、深層防護の各層の強固さおよび独立性の評価を試みた。その結果、第一特異値に対する第二特異値以降の大きさの比を用いて、層間の独立性および各層の信頼性からなる深層防護の性能を表せる可能性があることが明らかになった。

3) システム構築のための検討

本節では、H24 年度までの成果も踏まえ、経年変化を考慮したプラント安全性評価を行うシステムの概要を示す。

(a) システムの概要

本システムは、以下の機能を持つ。

- ①過去から現在までのプラント安全性に関する実績指標を保持する。
- ②過去から現在までのプラント安全性に関する実績指標を可視化する。
- ③各機器およびシステムの機能喪失確率の経時変化を予測し、確率論的リスク評価への入力として用いる。この結果より、今後のプラントの安全性の経時変化を予測する。
- ④プラントの安全性の経時変化を可視化する。

これらを実現するために、システムは以下のサブシステムから構成される。(図 2.1.2-10)

a) リスク評価サブシステム

定期検査時に得られる各機器の状態の測定情報(メンテナンスにより得られる情報、例えば肉厚)および設計情報などを用いて破損モード毎の機器の破損確率を評価する。この結果を用いてフラジリティ評価を実施し、各機器および各系統の機能喪失確率の経年変化を算出する。また、この値を入力値として確率論的リスク評価を実施し、リスク指標の経年変化を算出する。

b) プラント実績評価サブシステム

プラントの運転から得られる実績データを整理・保存する。また、これらのデータを元に、プラントの安全実績を評価する。

c) プラント安全性評価サブシステム

リスク評価サブシステムとプラント実績評価サブシステムから得られる安全性指標に基づき統合的なプラント安全性評価を実施する。

(b) それぞれのシステムの説明

a) リスク評価サブシステム

本システムが持つべき機能は、以下の通りである。

(i) 保全指標評価モジュール

- ① 機器の使用条件、保全実績(検査・補修・機器の交換)、環境条件などをデータベースから読み込む
- ② 腐食、減肉、疲労、照射脆化、熱時効、絶縁不良などの劣化モードごとに劣化の進展状況の予測を物理モデルによるシミュレーション計算で行う。例えば、通常想定される運転条件のもとで、配管の今後の減肉量を解析に伴う不確かさとともに予測する。
- ③ 外的ハザード(例：地震動)を仮定した場合の機器の破損確率を評価する。例えば配管の場合、設計ベースの肉厚から、予測された減肉量を減じた上で地震動の大きさに対するフラジリティを物理モデルにより計算する。また、動的機器であるポンプの場合には、保守を行わない場合の破損確率の経年変化をこれまでの実績データに基づいて与える。また、動的機器の場合は、保守を行った場合の故障確率の低減(あるいはメンテナンスのミスや不具合による故障確率の増加)を考慮する。その他、アクティブ/パッシブ弁、電気機器類、静的機器類の故障確率についても実績などに基づく破損確率を計算する。

④③で算出されるのは個々の機器(パーツ)の故障確率である。一方、プラント全体の安全性は、確率論的リスク評価を通じて定量評価されることから、これらを「つなぐ」必要がある。確率論的リスク評価では、個々の機器と言うよりは、系統(システム)の機能に着目してツリーが作成されているため、個々の機器の故障確率がその機器を含む系統(システム)の機能喪失にどのように影響を与えるのかを評価する必要がある。これは、着目している機器を含む系統について、簡易なツリーを作成することにより、達成可能であると考えられる。

(ii) 確率論的リスク評価モジュール

- ① 保全指標評価モジュールで評価した系統(システム)ごとの機能喪失確率を読み込む。
- ② 系統ごとの機能喪失確率を考慮した確率論的リスク解析を実施する。事故シーケンスによって深層防護の第何層まで影響を及ぼすかを判断した上で、深層防護の第一層～第五層が破られる確率、CDF, CFF, LERFなどを評価する。例えば、減肉により、一次系冷却材配管の破損頻度が上昇していたとすると、LOCAの発生する確率が上昇することになる。DBA対策機器が適切に動作する場合、事故は深層防護の第三層までで食い止められることになるが、経年劣化の影響が存在しない場合に比べて、深層防護の第一層～第二層までが破られる確率は増加することとなる。
- ③②の評価は、現在からの経過時間を変化させつつ繰り返して実施し、解析結果の経時変化を求める。確率論的リスク評価の入力となる系統(システム)の機能喪失確率が時間と共に変化することから、解析結果が経時的に変化する。この結果は、プラント安全性の経時変化を表していることになる。また、考慮すべき外的ハザードの大きさを変化させて実施することで、不確かさを有する外的ハザードの影響を把握することもできる。

b) プラント実績評価サブシステム

- ① プラント正当性指標、安全余裕、安全指針指標、安全実績指標のそれぞれについて、実績値を入力可能とする。
- ② プラント正当性指標、安全余裕、安全指針指標、安全実績指標のそれぞれについて、入力されたデータをデータベースの形で保存・管理する。

c) プラント安全性評価サブシステム

- ① リスク評価サブシステム、プラント実績評価サブシステムにより、表 2.1.2-4 に示される各項目のデータを読み込む。
- ② 各項目について、以下の4段階で評価し色分けする。

優(Excellent)	青色
良(Satisfactory)	緑色
可(Needs improvements)	黄色

不可 (Unsatisfactory) 赤色

それぞれの項目についてのレベルは、これまでの実績値などに応じて決める。例えば CDF については、以下のような設定が考えられる。

優： $<10^{-6}$

良： $<10^{-5}$

可： $<10^{-4}$

不可： $>10^{-4}$

③②で色分けしたものは、表 2.1.2-4 のイメージ、もう少し集約した上で深層防護と関係づけた形で表示する。

④③の表示は、経時変化を追えるものとする。実績指標については過去から現在まで、予測指標については、現在から未来の経時変化を示すことを可能とする。

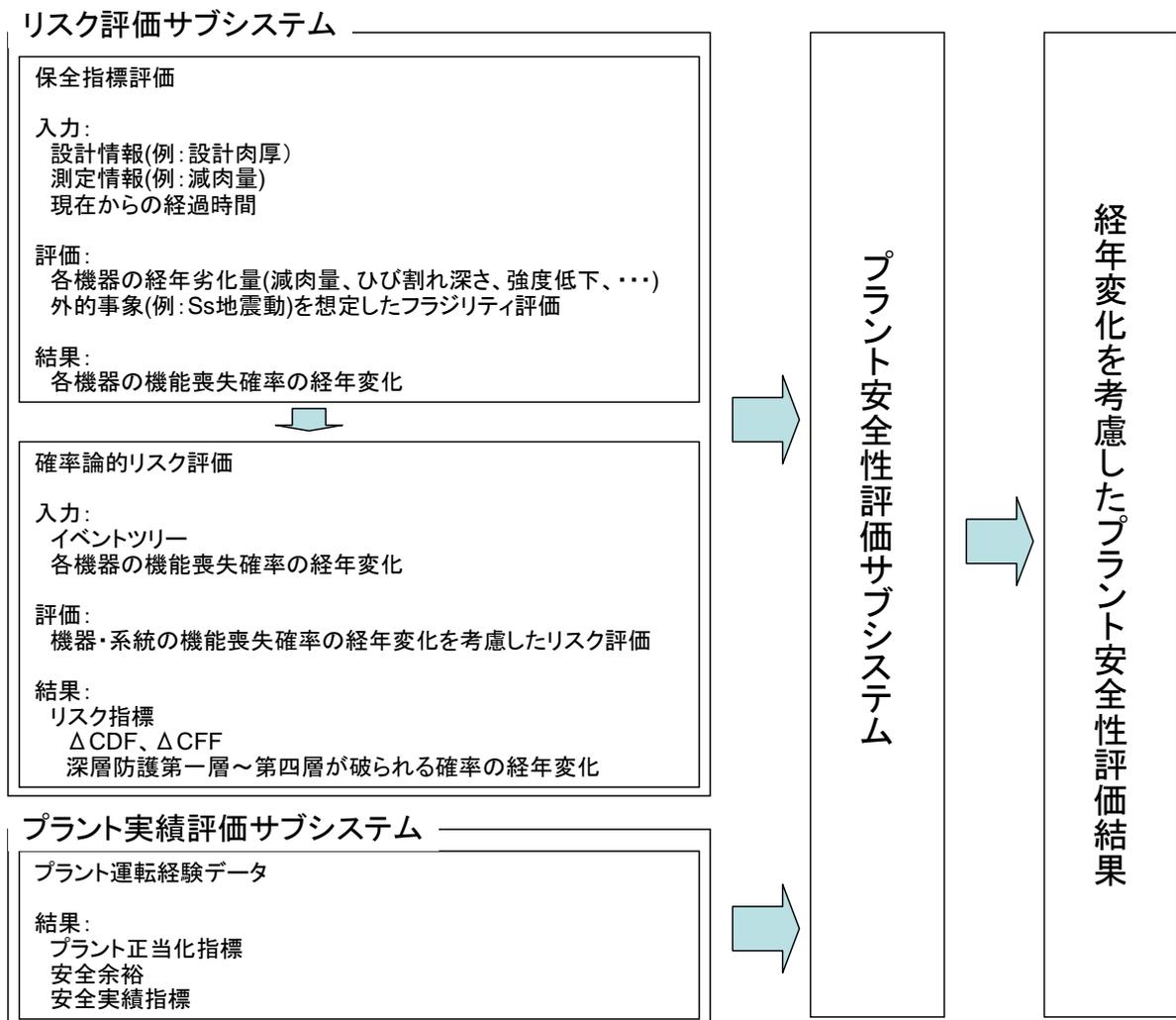


図 2.1.2-11 プラントカルテのシステム概要図

(3) リスク評価サブシステムの具体化（実機への適用性評価）

平成 24 年度に検討したフィージビリティスタディをもとに、ならびに、(1) (2) の検討結果を踏まえ、リスク評価サブシステム（図 2.1.2-12）の具体化を実施した。具体的には、実機プラントを模擬した確率理論的安全評価(PRA)モデルをもとに、フィージビリティスタディで検討した保全指標を用いた適用性評価を行った。

昨年度実施したフィージビリティスタディでは、深層防護の各レベルにおける保全指標（リスク評価指標）として、以下を抽出した。

第 1 レベル → 設計値からの変化量

第 2 レベル → 起因事象の発生頻度および常用系による停止失敗確率への影響

第 3 レベル → 炉心損傷頻度(CDF)への影響

第 4 レベル → 格納容器機能喪失頻度(CFF)への影響

第 5 レベル → 早期大量放出頻度(LERF)への影響

本年度では上記 PRA モデルをもとに、第 3 レベルおよび第 4 レベルでの定量化検討を行い、その妥当性を検討した。

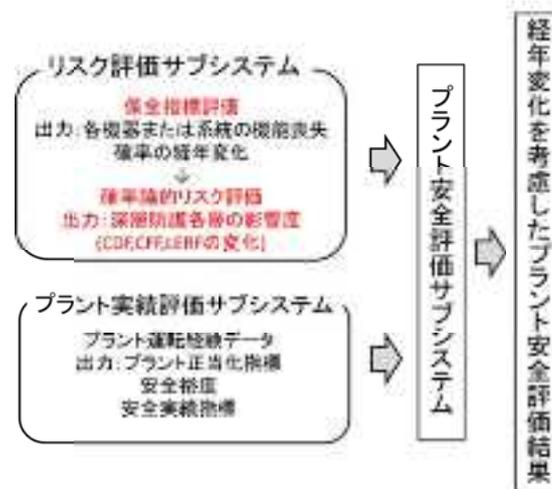


図 2.1.2-12 プラントカルテ全体構成（H24 年度報告書より）

1) 対象 PRA モデル

対象プラントとして、BWR5 型プラントをもとに独自にレベル 1.5PRA モデル（格納容器機能喪失頻度までの評価）を構築した。また起因事象としては、大破断 LOCA のみを対象とした。表 2.1.2-5 および図 2.1.2-13～図 2.1.2-18 にその概要を示す。

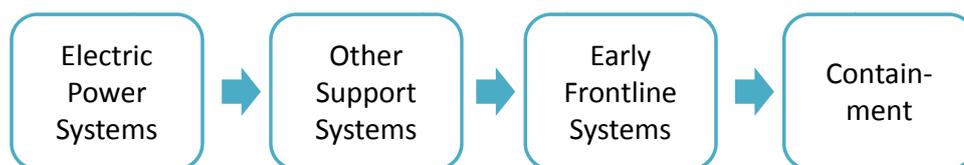


図 2.1.2-13 イベントツリーの構成（大イベントツリー/小フォールトツリー手法）

表 2.1.2-5 PRA モデルで使用する記号

区部		記号	内容
起因事象		IE	起因事象
サポートシステム	電源設備	OP	外部電源喪失
		AC	交流電源母線機能喪失
		EDG	非常用ディーゼル発電機喪失
		EDG2	高圧炉心スプレイ系専用の非常用ディーゼル発電機機能喪失
		DC	直流電源喪失
		BAT	バッテリー喪失
	サービス水系	RHRWSW	残留熱除去サービス水系機能喪失
		HPCSWSW	高圧炉心スプレイサービス水系機能喪失
フロントラインシステム	反応度制御	CRDHS	制御棒駆動水圧系機能喪失
	炉心冷却	HPCS	高圧炉心スプレイ系機能喪失
		LPCS	低圧炉心スプレイ系機能喪失
		LPCI	低圧注水系機能喪失
	格納容器熱除去	CSCS	格納容器スプレイ冷却系機能喪失
		PCVS	格納容器ベント機能喪失
AM 策	反応度制御	SLCS	ほう酸水注水系機能喪失
	損傷炉心冷却	HPCS2	HPCS に同じ
		LPCS2	LPCS に同じ
		LPCI2	LPCI に同じ
		AIS	恒設代替注水系（復水補給水系及び消化系）機能喪失
		FE	可搬式代替注水系（消防ポンプ車）機能喪失
	格納容器過圧防止	CSCS2	CSCS に同じ
		AIS2	AIS に同じ
		FE2	FE に同じ
		PCVS2	PCVS に同じ
	非常用電源	PSC	可搬式代替電源（消防ポンプ車）機能喪失

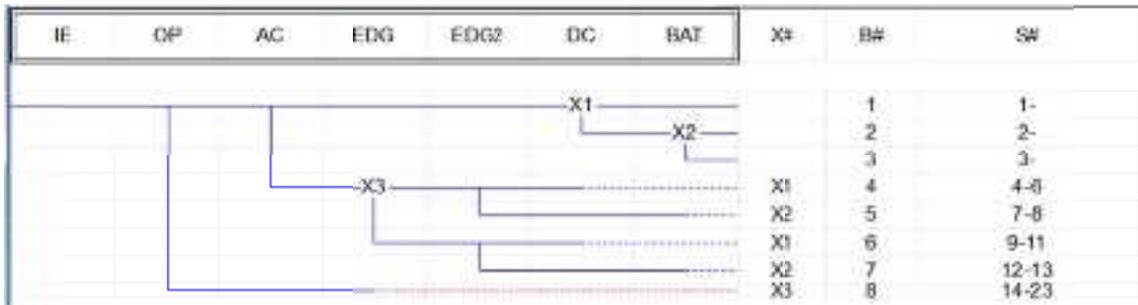


図 2.1.2-14 電源系のイベントツリー

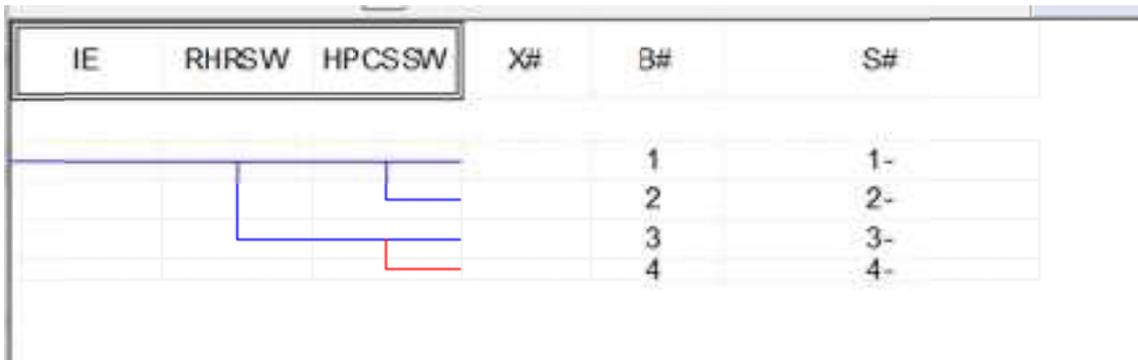


図 2.1.2-15 その他のサポート系のイベントツリー

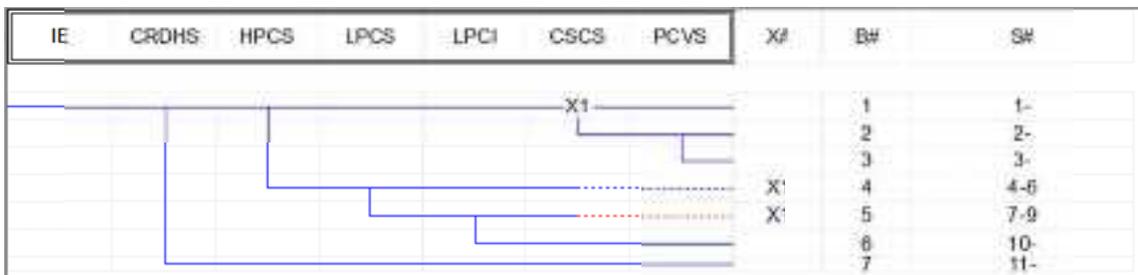


図 2.1.2-16 フロントライン系のイベントツリー

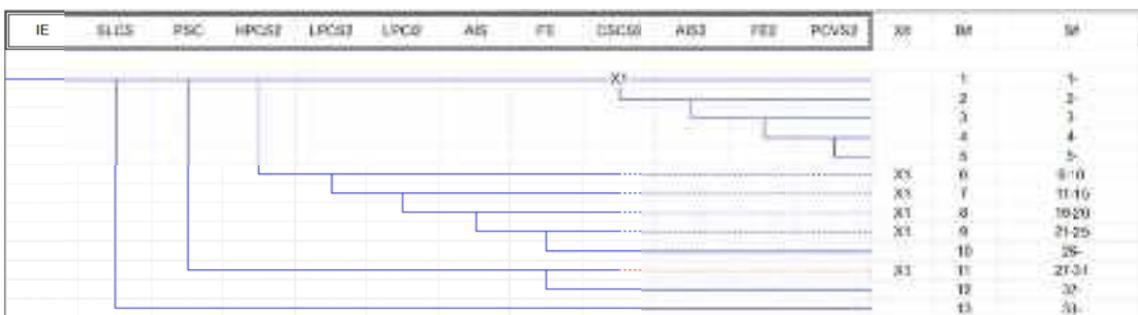


図 2.1.2-17 格納容器イベントツリー

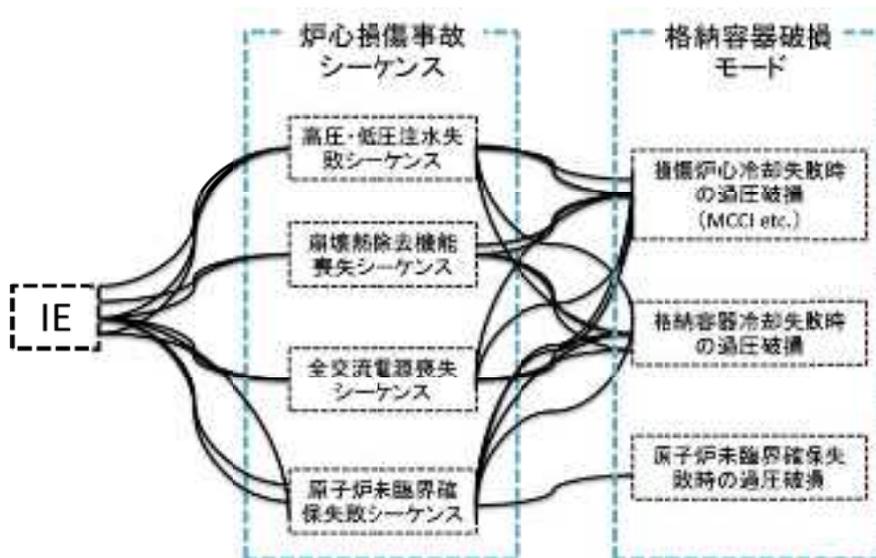


図 2.1.2-18 炉心損傷事故シーケンスグループと格納容器破損モード

2) 深層防護第 3 レベルでの定量化

リスクと関わりの大きな機器を示すリスク指標として、リスク重要度とリスクの変化量が挙げられる。リスク重要度を表す指標にはいくつかの種類が存在し、その中でも FV 及び RAW が一般的に使用されている。また、リスク変化量の指標には ΔCDF が存在し、その変化として劣化や保全活動での故障確率の変化によるリスク変化を表すのが適当である。ただし、本研究ではリスクの変化量の指標として、炉心損傷を緩和する機器のみでのリスクを評価するために起因事象発生確率を 1 とする条件を加えた、条件付き炉心損傷確率の変化分 (ΔCDP : Conditional Core Damage Probability) を使用する。

(a) リスク指標について

原子力学会標準⁷では、FV と RAW の特徴を以下のように示している。

・Fussell-Vesely 重要度 (FV)

FV は炉心損傷の発生を仮定した時に、当該機器の故障が寄与している条件付き確率を表すもので、機器の故障確率を低減することによりどれほどの安全性の向上が望めるかを示す指標である。この指標は、点検や定例試験などの計画作成における優先度の設定やプラントに何らかの改良を行ってリスクの低減化を図ろうとするときに注目すべき機器の候補を同定する場合に有用である。また、FV は(1)式のように表される。

$$FV = \frac{CDF - CDF^A_s}{CDF} \quad (1)$$

CDF : 炉心損傷頻度

⁷社団法人日本原子力学会 日本原子力学会標準、「原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準」、2010 年 10 月

CDF^A_s : 機器 A の故障確率を 0 とした時の炉心損傷頻度

・リスク増加価値 (RAW)

RAW は、ある機器が必ず故障するとした時にリスクがどれだけ増加するかを示す指標である。また、特定機器の故障確率を低く保つことが、現在の安全レベルを維持する上でどれほど重要であるかを表すものであり、点検や定例試験などの計画作成における優先度の設定などに有用である。RAW は (2) 式のように表される。

$$RAW = \frac{CDF^A_f}{CDF} \quad (2)$$

CDF^A_f : 機器 A の故障確率を 1 とした時の炉心損傷頻度

FV はある機器の故障確率に 0 を仮定し、RAW はある機器の故障確率に 1 を仮定するため、特徴の異なる安全上の重要性を評価することが可能で、この 2 つの指標は補完関係にあるため組み合わせで使用される。例えば、FV と RAW について、 $RAW \geq 2$ の機器または $FV \geq 1E-2$ の機器をリスク重要度が高い機器としており⁸、図 2.1.2-19 のように機器のリスク重要度が区分される。FV と RAW では、リスク重要度「高」に分類された機器が安全上重要な機器であり、保全における優先度が高い機器であると評価している。

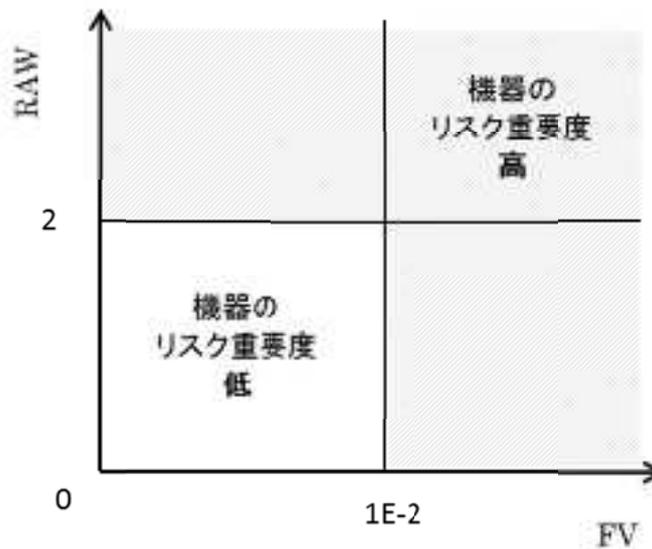


図 2.1.2-19 機器のリスク重要度区分

・炉心損傷確率の変化量 ($\Delta CDDP$)

本事業では $\Delta CDDP$ を劣化と保全活動によるリスクの変化を評価する指標と考える。その

⁸独立行政法人原子力安全基盤機構、「『リスク情報』を活用した構築物、系統及び機器の重要度分類の検討」、平成 19 年 1 月

ため、 $\Delta CCDP$ が大きい機器は保全活動を行う優先度が高いと言える。

FV と RAW は機器の故障確率に減少を仮定するものと増加を仮定するものであったため、 $\Delta CCDP$ においても、機器の故障確率に減少を仮定するものと、増加を仮定するものを定義した。指定した機器の故障確率が減少した状態を仮定する場合、すなわち FV と対応する $\Delta CCDP$ は(3)式、指定した機器の故障確率が増加した状態を仮定する場合、すなわち RAW と対応する $\Delta CCDP$ は(4)式で表される。

$$\Delta C C D P^A_x = C C D P - C C D P^A_x \quad (3)$$

$$\Delta C C D P^A_x = C C D P^A_x - C C D P \quad (4)$$

$CCDP$: 起因事象発生確率を 1 とした条件付き炉心損傷確率

$CCDP^A_x$: 機器 A の故障確率を機器 A の状態 X における故障確率とした時の $CCDP$

安全確保活動の変更に関わる意思決定におけるリスク情報の活用の要件の一つである、原子力発電所のリスクとそのリスクの増加量について原子力学会標準⁷では、安全確保活動の変更後のリスクが変更前より増加する結果が得られた場合、そのリスクの変化量を判定基準と比較し、該当する領域を判定すると記されている。内的事象のリスクに対する判定基準を図 2.1.2-20 に示す。判定基準では、機器の故障確率の増加による $\Delta C C D P$ が $\Delta C D F$ 換算で図 2.1.2-20 中の領域 I に該当するような変化は許容されないと評価しており、そのような変化を起こさせないように保全活動を行う必要がある。

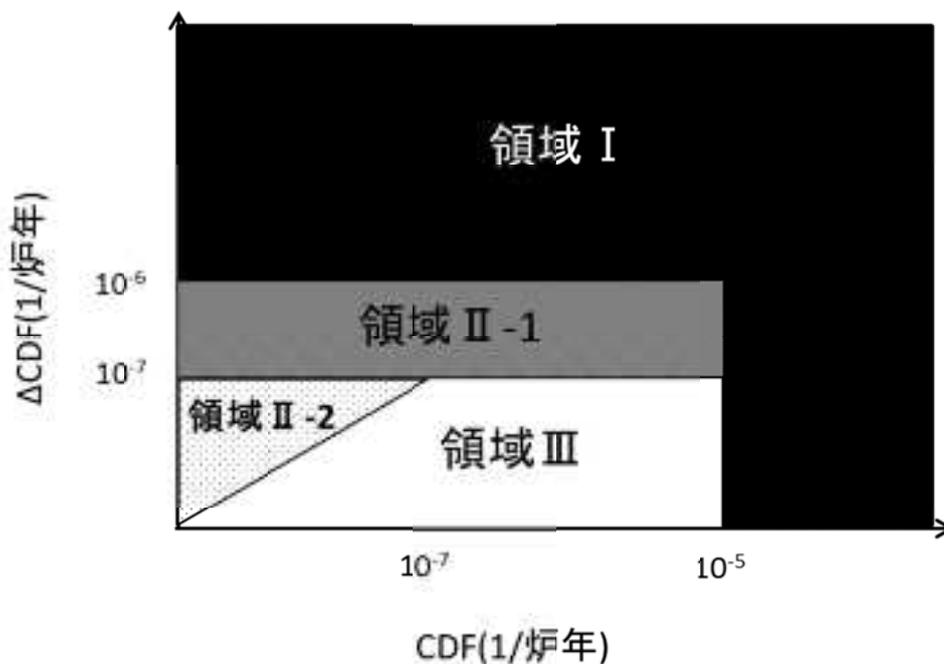


図 2.1.2-20 リスクとリスクの増加量に関する判定基準

本研究では原子力発電所のリスクの増加の原因として、機器の劣化による故障確率の増加に注目した。時間の経過による劣化の進展を指標において考慮するために、機器に対し

てベース状態、劣化状態、保全後の状態及び保全を行わず放置した状態の4つの状態を設定した。ただし、機器に保全を行った場合その機器の故障確率がベース状態での故障確率に戻るとし、保全後の状態を全てベース状態に統一して表記した。また、故障確率はベース状態、劣化状態、保全を行わず放置した後の状態の順に高くなるとした。設定した機器の状態を表 2.1.2-6 に示す。

表 2.1.2-6 機器の状態

状態	式中での記号
ベース状態、(保全後の状態)	B、b
劣化状態	D1、d1
保全を行わず放置した後の状態	D2、d2

FV、RAW、 ΔCDP はこれらの状態ごとに定義される。これらの指標を(5)～(14)式に、そのイメージを図 2.1.2-21 に示す。式中に存在する上付き文字は状態の変化を仮定した機器を示す。また、下付き文字は、大文字(B、D、D2)が全ての機器の状態を表し、小文字(b、d1、d2)が上付き文字で指定した機器に仮定した状態を表す。

例えば、 $\Delta CDP^A_{D1 \rightarrow b} = CDP_{D1} - CDP^A_{D1 \rightarrow b}$ は、全ての機器が劣化状態にある時の CDP と、全ての機器が劣化状態にあつて機器 A の故障確率だけをベース状態での故障確率とした時の CDP との差を表す。

$$FV_B = \frac{CDF_B - CDF^A_{B \rightarrow s}}{CDF_B} \quad (5)$$

$$FV_{D1} = \frac{CDF_{D1} - CDF^A_{D1 \rightarrow s}}{CDF_{D1}} \quad (6)$$

$$FV_{D2} = \frac{CDF_{D2} - CDF^A_{D2 \rightarrow s}}{CDF_{D2}} \quad (7)$$

$$RAW_B = \frac{CDF^A_{B \rightarrow f}}{CDF_B} \quad (8)$$

$$RAW_{D1} = \frac{CDF^A_{D1 \rightarrow f}}{CDF_{D1}} \quad (9)$$

$$RAW_{D2} = \frac{CDF^A_{D2 \rightarrow f}}{CDF_{D2}} \quad (10)$$

$$\Delta CDP^A_{B \rightarrow d1} = CDP^A_{B \rightarrow d1} - CDP_B \quad (11)$$

$$\Delta CDP^A_{D1 \rightarrow b} = CDP_{D1} - CDP^A_{D1 \rightarrow b} \quad (12)$$

$$\Delta CDP^A_{D1 \rightarrow d2} = CDP^A_{D1 \rightarrow d2} - CDP_{D1} \quad (13)$$

$$\Delta CCDP^A_{D2 \rightarrow D1} = CCDP_{D2} - CCDP^A_{D2 \rightarrow D1} \quad (14)$$

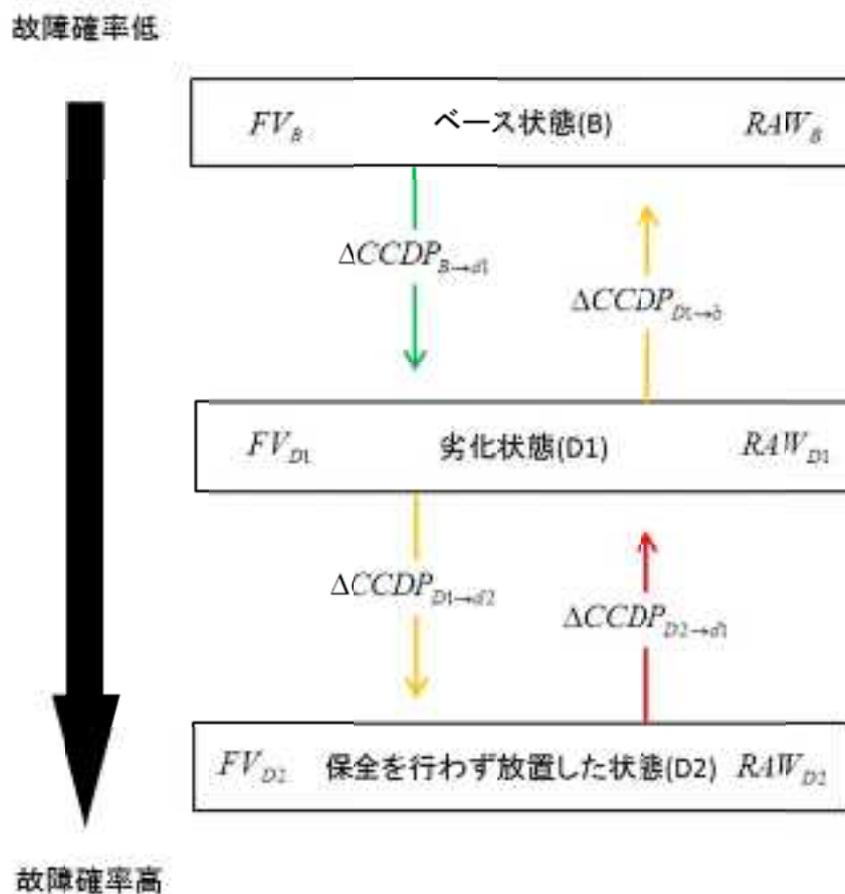


図 2. 1. 2-21 各状態での指標のイメージ

保全活動の目的は原子力発電所のリスクを低く抑えることである。そのために必要なことは、「保全活動により劣化状態から故障確率を低減させること」、「劣化状態で保全を行わず放置することによるこれ以上の故障確率の増加を防ぐこと」の2点であると考えた。これらの考え方から保全活動を行うべき機器を示す指標、すなわち保全活動における機器の重要度を表す指標を検討した。

(b) システム信頼性解析

ETにおける各系統の分岐確率を求めるために、フォールトツリー(FT : Fault Tree)手法を用いて、各システムのアンアベイラビリティの計算を行った。共通原因故障は考慮しないとし、計算は全て点推定法で行った。システムを構成する機器の故障確率およびFTを用

いずに求めたアンアベイラビリティは以下とした (

表 2. 1. 2-7)。なお解析には RISKMAN を用いた。

表 2.1.2-7 ヘディングの分岐確率

システム名	アンアベイラビリティ
AC	5.68E-14
BAT	4.77E-07
CRDHS	3.81E-09
DC	5.68E-14
EDG	5.61E-06
EDG2	3.33E-03
HPCS	1.77E-02
HPCSSW	1.31E-02
LPCI	2.02E-04
LPCS	3.20E-02
OP	1.07E-05
PCVS	1.10E-02
RHRWS	1.32E-02

PRA モデルにおいて劣化によるリスクの増加を表現するため、ベース状態、劣化状態、保全後の状態、保全を行わず放置した後の状態の4つの機器の状態に対して表 2.1.2-8 および図 2.1.2-22 に示す故障確率モデルを設定した。これらの故障確率モデルは、動的機器と静的機器で区別⁹し、動的機器に対して一定上昇型、静的機器に対してしきい値型の故障確率モデルを割り当てた。各機器と故障確率モデルの一覧を

表 2.1.2-9 に示す。

本研究では、表 2.1.2-5 に関連した機器の中で、RHRWS の電動弁および熱交換器、CSCS のポンプおよびストレーナ、HPCS のポンプの5つの機器に着目し指標を評価した。CSCS は2系統から構成されるため、CSCSA、CSCSB として区別し、ポンプを CSCSA から、ストレーナを CSCSB から選択した。簡略化のため、これらの機器に表 2.1.2-10 に示す通り記号を割り当てた。リスク指標を評価する機器が含まれる CSCS、HPCS、RHRWS のフォールトツリーモデル(FT)を図 2.1.2-23～図 2.1.2-25 に示す。

表 2.1.2-8 故障確率モデル

故障確率モデル	機器のベース状態の故障確率を1とした時の各状態での故障確率		
	ベース(保全後)	劣化	保全せず放置
一定上昇型	1	4	8
しきい値型	1	1.5	10

⁹原子炉安全基準専門部会、「単一故障の解釈及び適用の明確化」、昭和62年10月

表 2.1.2-9 機器と故障確率モデルの対応

機器名		故障確率上昇モデル
AC		しきい値型
BAT		しきい値型
CRDHS		一定上昇型
CSCS	ポンプ	一定上昇型
	電動弁	一定上昇型
	ストレーナ	しきい値型
DC		しきい値型
EDG	発電機	一定上昇型
	母線	しきい値型
EDG2	発電機	一定上昇型
	母線	しきい値型
HPCS	ポンプ	一定上昇型
	電動弁	一定上昇型
	ストレーナ	しきい値型
HPCSSW	ポンプ	一定上昇型
	電動弁	一定上昇型
	ストレーナ	しきい値型
	熱交換器	しきい値型
LPCI	ポンプ	一定上昇型
	電動弁	一定上昇型
	ストレーナ	しきい値型
LPCS		一定上昇型
OP		しきい値型
PCVS		一定上昇型
RHRSW	ポンプ	一定上昇型
	電動弁	一定上昇型
	ストレーナ	しきい値型
	熱交換器	しきい値型

表 2.1.2-10 機器に対して割り当てた記号

着目した機器	記号
RHRSW 電動弁	A
RHRSW 熱交換器	B
CSCSA ポンプ	C
CSCSB ストレーナ	D
HPCS ポンプ	E

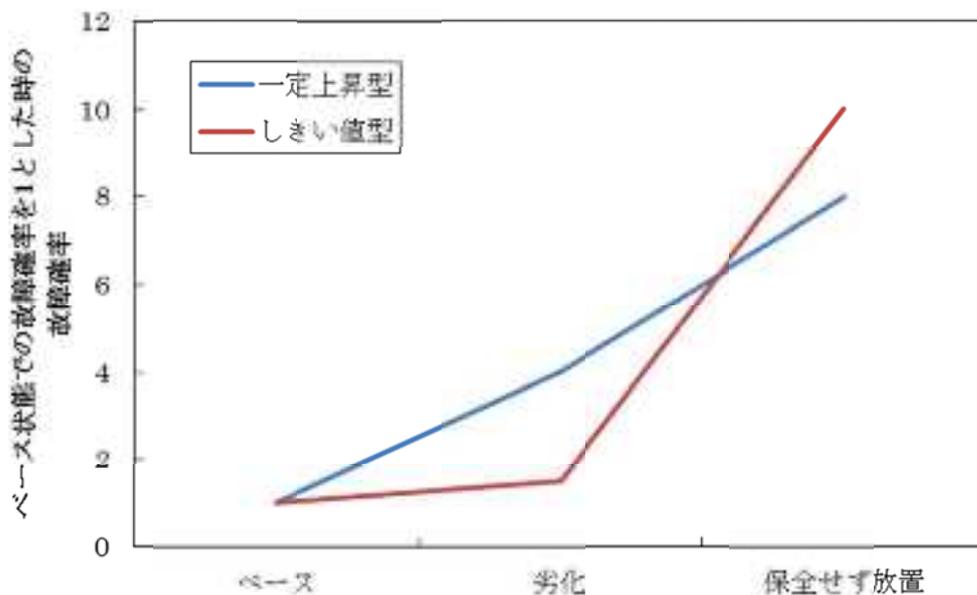


図 2.1.2-22 機器の故障確率の上昇イメージ

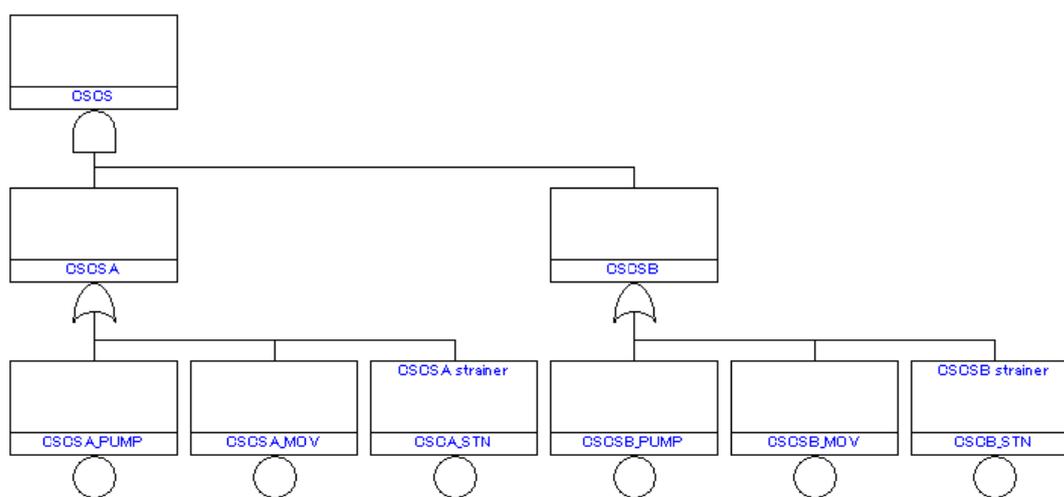


図 2.1.2-23 格納容器スプレイ系のFT

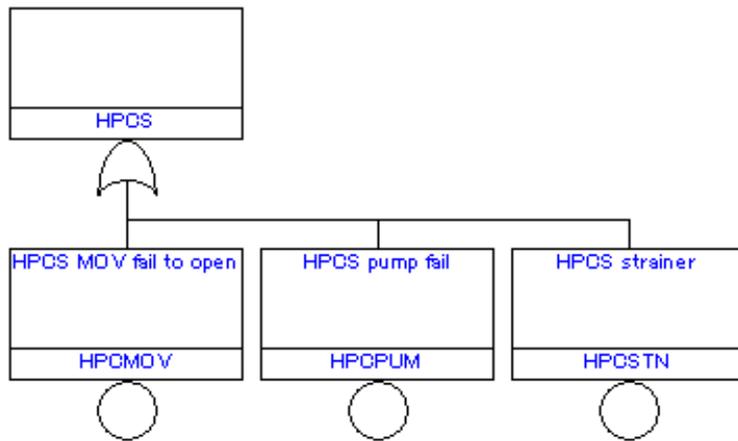


図 2.1.2-24 高圧炉心スプレイ系の FT

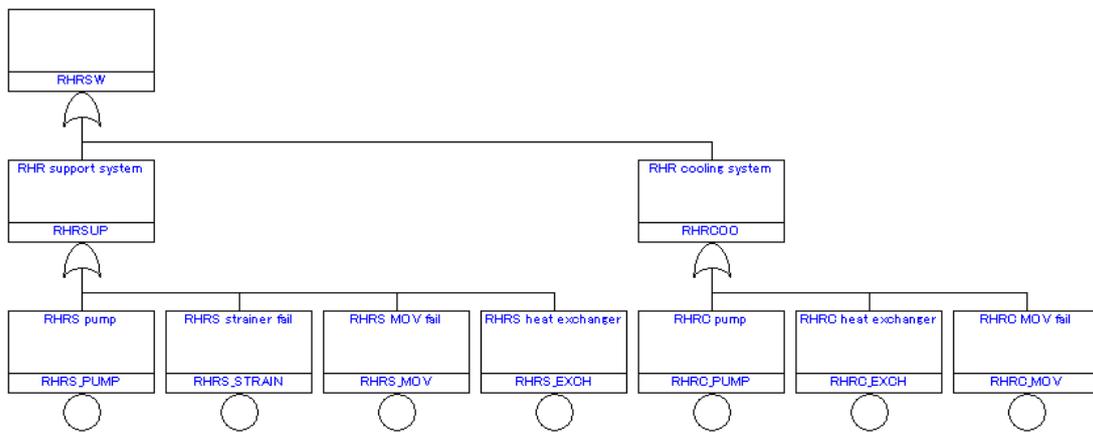


図 2.1.2-25 残留熱除去サービス水系の FT

図 2.1.2-26～図 2.1.2-28 保全を行わず放置した状態での FV、RAW に機器の各状態での FV 及び RAW での評価結果を示す。また、図 2.1.2-29 に機器の劣化の進展による FV および RAW での評価の変化を示す。図中の黒の実線は、機器のリスク重要度の高低を決定する基準である $RAW=2$ および $FV=1E-2$ を示す⁸。図 2.1.2-19 で示した通り、実線で区切られた左下の領域では機器のリスク重要度が低いと言え、それ以外の領域では機器のリスク重要度が高いといえる。図 2.1.2-29 における矢印は、「ベース状態」→「劣化状態」→「保全を行わず放置した状態」の順を表し、矢印の終点に向かって劣化が進展し故障確率が増加したことを示す。

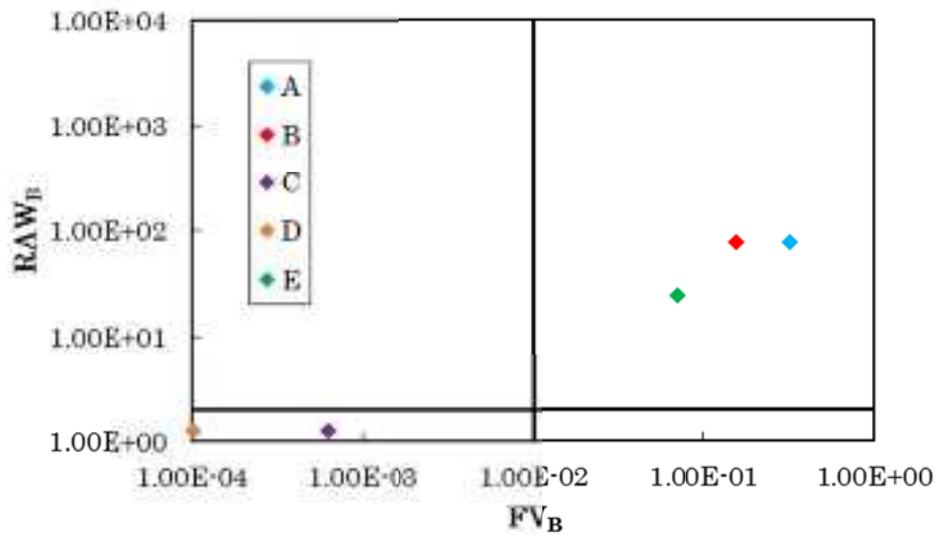


図 2.1.2-26 ベース状態での FV、RAW

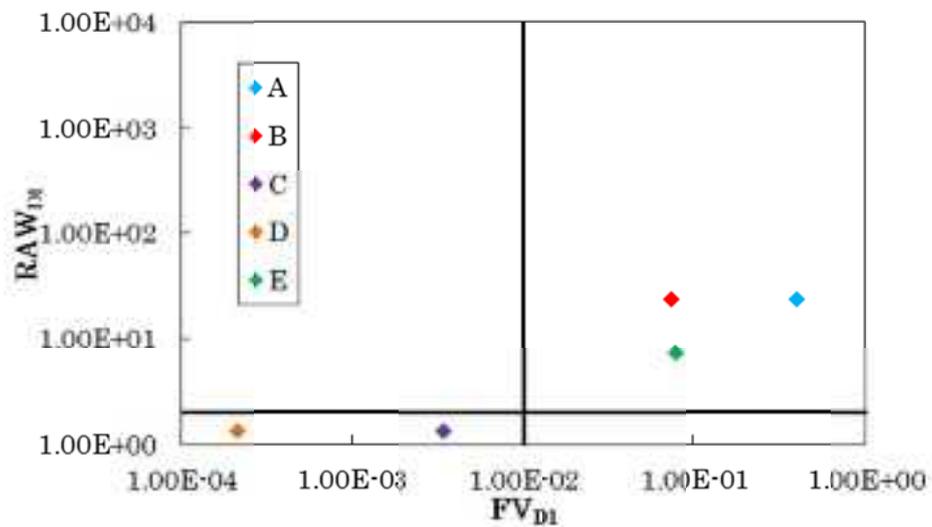


図 2.1.2-27 劣化状態での FV、RAW

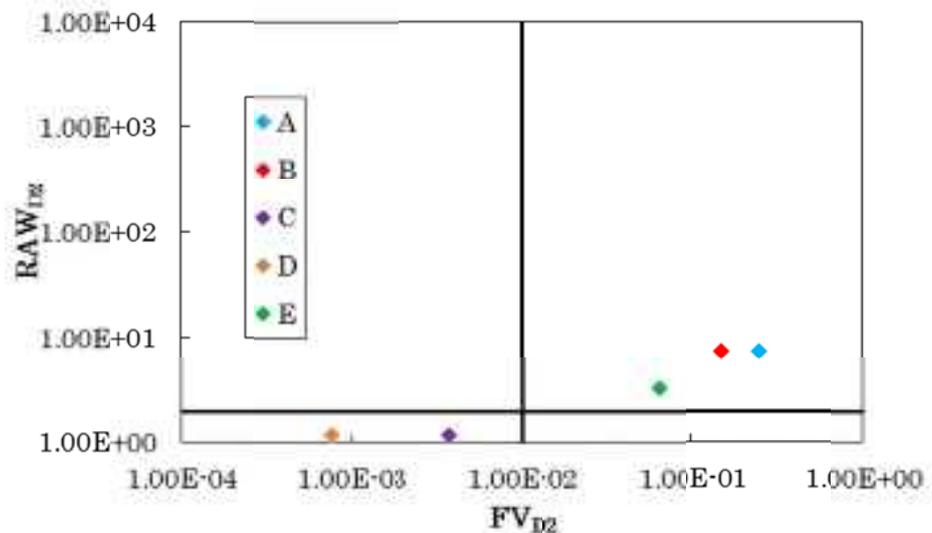


図 2.1.2-28 保全を行わず放置した状態での FV、RAW

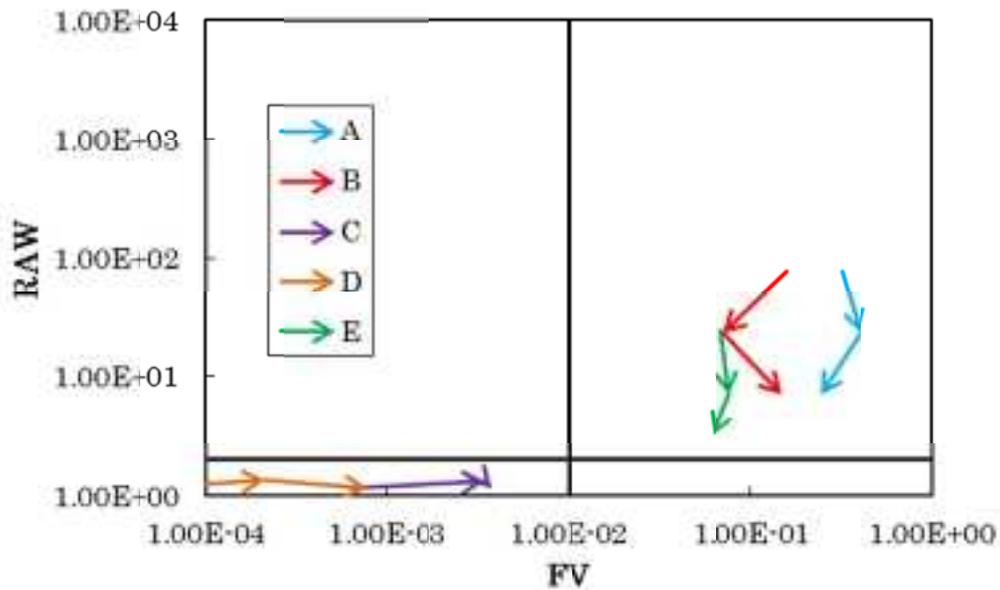


図 2.1.2-29 機器の劣化の進展による FV、RAW の変化

リスク変化の指標の評価では、意思決定におけるリスクに対する判定基準⁷との比較を行うため、起因事象発生頻度(大 LOCA、 $2.2\text{E}-5$ 、1/炉年)を乗じて ΔCCDP から ΔCDF への変換を行った。例えば機器 A では、 $\Delta\text{CCDP}^A_{D1 \rightarrow b}$ は $\Delta\text{CDF}^A_{D1 \rightarrow b}$ として、 $\Delta\text{CCDP}^A_{D1 \rightarrow d2}$ は $\Delta\text{CDF}^A_{D1 \rightarrow d2}$ として評価を行った。基準となる横軸の CDF は、保全を行うか判断を行う状態である劣化状態のリスク (CDF_{D1}) を使用した。 CDF_{D1} の値は 1.34×10^{-7} (1/炉年)であった。図 2.1.2-30～図 2.1.2-32 に各機器のリスク変化指標の評価結果を示す。図 2.1.2-30 は機器の劣化の蓄積によるこれまでのリスク増加の評価を示したものであり、図 2.1.2-31 は機器に保全を行わない場合のこれからのリスク増加の評価を示したものである。また、図 2.1.2-32 は保全活動を行うべき機器を示す最も適切な指標として提案する、これまでのリスク増加とこれからのリスク増加の合計の評価を示したものである。図中の実線及び点線は、安全確保活動の変更に関わる意思決定におけるリスクに対する判定基準を示す。

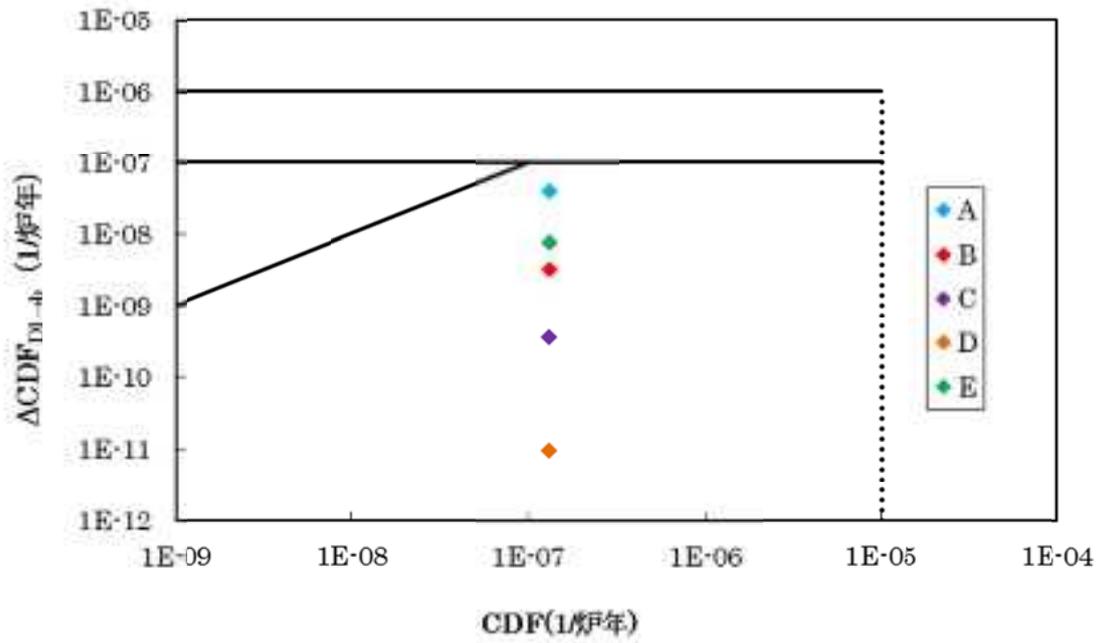


図 2.1.2-30 $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b}$ に対するリスク判定

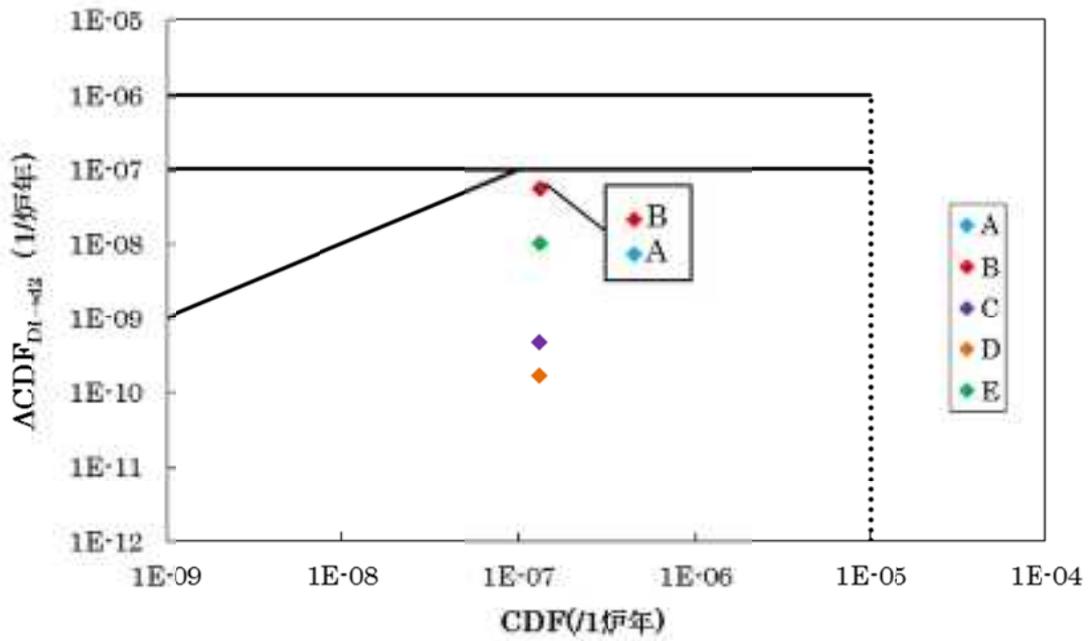


図 2.1.2-31 $\Delta CDF_{D1 \rightarrow d2}$ に対するリスク判定

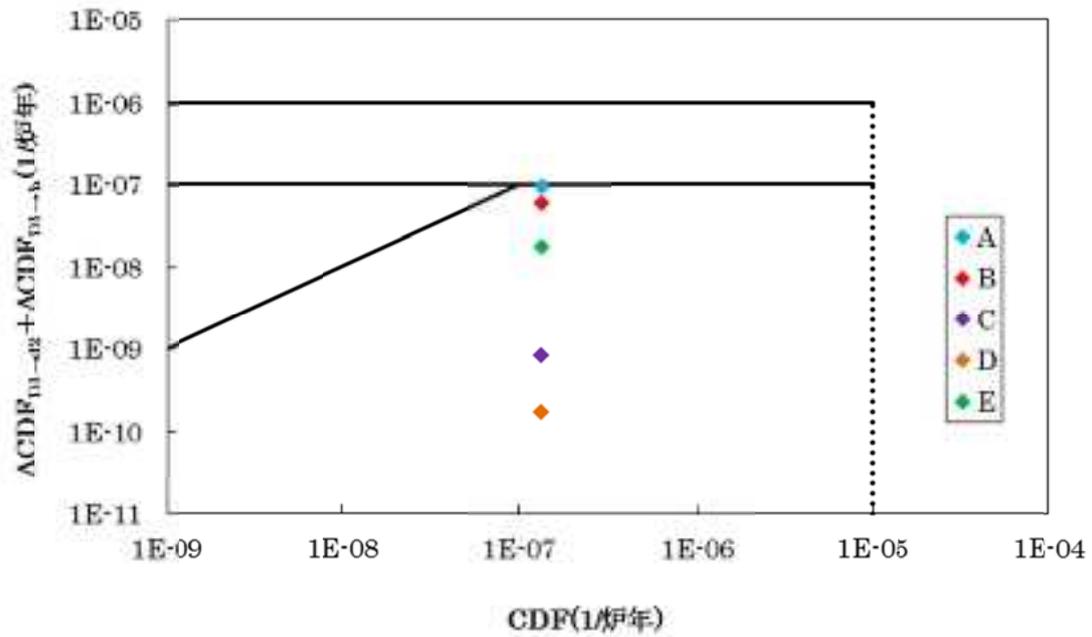


図 2.1.2-32 $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b} + \Delta CDF_{D1 \rightarrow d2}$ に対するリスク判定

機器の状態変化毎の ΔCDF の変化を図 2.1.2-33 に示す。 $CDF_{D1} = 1.34 \times 10^{-7}$ を基準となる CDF とし、その時の意思決定における ΔCDF の判定基準を図中に実線で示した。矢印の始点はこれまでのリスク増加を表す $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b}$ とし、矢印の終点はこれまでのリスク増加とこれからのリスク増加の合計で表される $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b} + \Delta CDF_{D1 \rightarrow d2}$ とした。

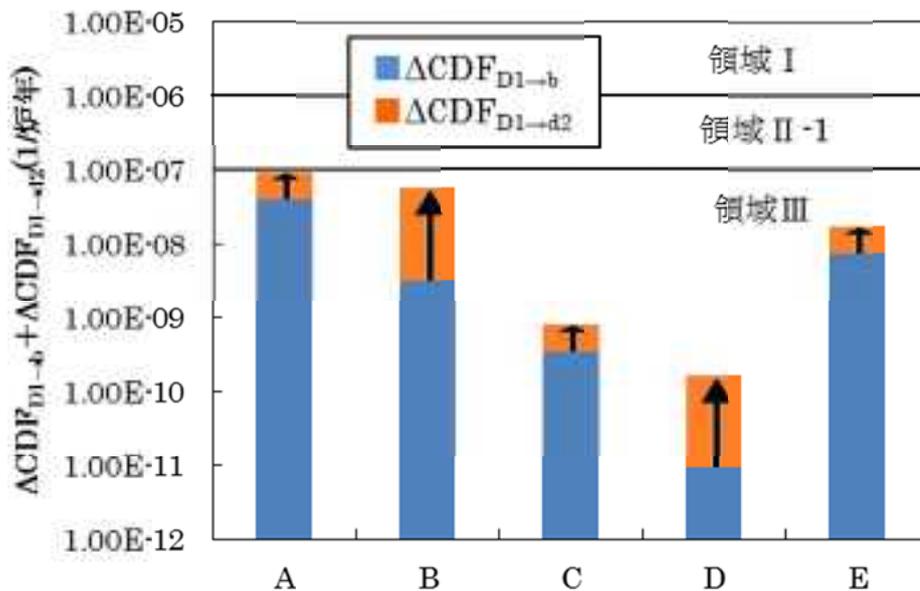


図 2.1.2-33 機器の状態変化毎の ΔCDF の変化

図 2.1.2-26～図 2.1.2-28 と図 2.1.2-30～図 2.1.2-32 に示した結果を比較すると、FV と RAW により機器がリスク重要度高と評価されていても、 ΔCDF によって領域Ⅲ(リスクの増加は極めて小さい)と判断された。これは ΔCDF が状態間での機器の故障確率の変化を考慮しているという点で FV と RAW よりもさらに詳細な評価が行われたことを表している。加えて、図 2.1.2-33 から ΔCDF では機器が劣化するとともに保全における機器の重要度も上昇したことが見て取れるが、図 2.1.2-29 からは FV と RAW において、機器が劣化するとともに保全における機器の重要度が低下したように見て取れる。このことから視覚の点でも ΔCDF が FV、RAW に対して優れていると考えられ、保全を行うべき機器を示す指標として ΔCDF を用いるのは妥当だと考えられる。また、図 2.1.2-29 における機器の重要度の低下は RAW の低下によるものであるが、これは安全上の重要度の低下によるものではなく、全ての機器の故障確率が増加したことにより故障を仮定した場合のリスクとの差が小さくなったことに起因するものである。したがって、安全上の重要度を示すのはベース状態(RAW_B)であると考えられる。

$\Delta CDF_{D1 \rightarrow b}$ はこれまでの劣化の蓄積によるリスクの増加を評価する指標であり、未来のリスクを評価することは不可能である。また、この指標が意思決定における判断基準のリスク増加の許容ラインを超えることは、過去に保全を行わないことによって許容できないリスクの増加を許容したことを表すこととなる。したがって $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b}$ を、保全を行うか行わないかの判断に用いることは不適切だと考えられる。

$\Delta CDF_{D1 \rightarrow d2}$ は現在から将来におけるリスク増加を予測するものである。そのためこの指標においてはこれまでの劣化の蓄積を評価することができず、進行の遅い劣化が長期間続いた機器を適切に評価できない。したがって $\Delta CDF_{D1 \rightarrow d2}$ についても、保全を行うか行わないかの判断に用いることは不適切だと考えられる。

指標 $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b} + \Delta CDF_{D1 \rightarrow d2}$ は $CDF_{D1 \rightarrow d2} - CDF_{D1 \rightarrow b}$ とも表され、これまでの劣化の蓄積によるリスク増加と現在から将来までのリスク増加の両方を評価することが可能である。そのため、 $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b}$ と $\Delta CDF_{D1 \rightarrow d2}$ の持つ問題点を解決でき、この指標と意思決定におけるリスクの判断基準を組み合わせることにより、保全を行わないことによるリスクの増加が許容されない場面、すなわち保全を行う必要がある時期を示すことが可能である。このことから一つの機器の劣化によってリスクが 10^{-6} 以上増加するのは許容されないと見え、 10^{-7} 以上増加する場合は補償措置の検討が必要となると言える。

また、保全を行わなかった場合、 $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b} + \Delta CDF_{D1 \rightarrow d2}$ に相当するリスクの変化が次の保全の時に現在の劣化の蓄積を示す $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b}$ となる。実際の保全では、このように指標の値を更新し、その時点での保全を行うかどうかの判断や保全を行う機器の優先順位を示すことでリスク視点での最適な保全活動が決定できると考えられる。

以上より、昨年度提案した ΔCDF に加え、現状の状態からの変化量(過去および保全を行わなかった場合の未来)を加えた $\Delta CDF_{D1 \rightarrow b} + \Delta CDF_{D1 \rightarrow d2}$ が深層防護第 3 レベルの観点から最も適した保全指標であると言える。

3) 深層防護第4レベルでの定量化

本研究で構築したレベル1.5PRAモデルを用い、深層防護第4レベルでの定量化として、条件付き格納容器機能喪失確率の変化について評価を行った。なおここでは、代表事例として、安全確保活動の変更による変化を考慮した。以下に検討した安全確保活動の変更 (Case A, B) を示す。

Case A : 高圧炉心スプレイ系 1/1 系統及び低圧注水系 1/3 系統の許容待機除外時間 (AOT) を7日間にするケース

Case B : 消防ポンプ車 1/2 系統の許容待機除外時間を7日間にするケース

これらの安全確保活動変更による CCDP および CCFP は以下により計算される。

$$CCDP_{new,X} = \left(\frac{T_X}{T_{Cycle}} \right) CCDP_X + \left(1 - \frac{T_X}{T_{Cycle}} \right) CCDP_{base} \quad (15)$$

where

$X = A, B$

$CCDP_{new,X}$: Case X の許容待機除外時間導入時の年平均条件付き炉心損傷確率

$CCDP_X$: Case X において許容待機除外時間を導入する機器を待機除外した場合の条件付き炉心損傷確率

$CCDP_{base}$: ベースモデルの条件付き炉心損傷確率

T_X : Case X の許容待機除外時間

T_{Cycle} : 炉心燃料交換サイクル (本研究では 365 日とした)

$$\Delta CCDP_X = CCDP_{new,X} - CCDP_{base} \quad (16)$$

$$CCFP_{new,X} = \left(\frac{T_X}{T_{Cycle}} \right) CCFP_X + \left(1 - \frac{T_X}{T_{Cycle}} \right) CCFP_{base} \quad (17)$$

where

$X = A, B$

$CCFP_{new,X}$: Case X の許容待機除外時間導入時の年平均条件付き格納容器破損確率

$CCFP_X$: Case X において許容待機除外時間を導入する機器を待機除外した場合の条件付き格納容器破損確率

$CCFP_{base}$: ベースモデルの条件付き格納容器破損確率

T_x : Case X の許容待機除外時間

T_{Cycle} : 炉心燃料交換サイクル (本研究では 365 日とした)

$$\Delta CCFP_x = CCFP_{new,x} - CCFP_{base} \quad (18)$$

図 2.1.2-34 から図 2.1.2-36 に評価結果として、各 Case における CCDP, CCFP および CCDP × CCFP の変化量を示す。

Case B は AM 対策としての消防ポンプに関する変更であるため、当然ながら図 2.1.2-34 に示すように炉心損傷確率への影響はない。その一方で、図 2.1.2-35 に示すように格納容器破損確率への影響は大きく、Case B は深層防護の第 4 レベルへの影響が大きい項目であることが定量化できる。また図 2.1.2-1 に示すようにリスク全体への影響度という観点では Case A の影響が大きく、提案した条件付き各確率を指標とすることで、リスク全体を含め深層防護への影響度評価に有効である。

以上より、平成 24 年度に提案した保全指標が深層防護の各レベルにおける定量化に有効であることが、実機を簡便に模擬した確率論的安全評価 (PRA) モデルを用いた評価より明らかとなった。

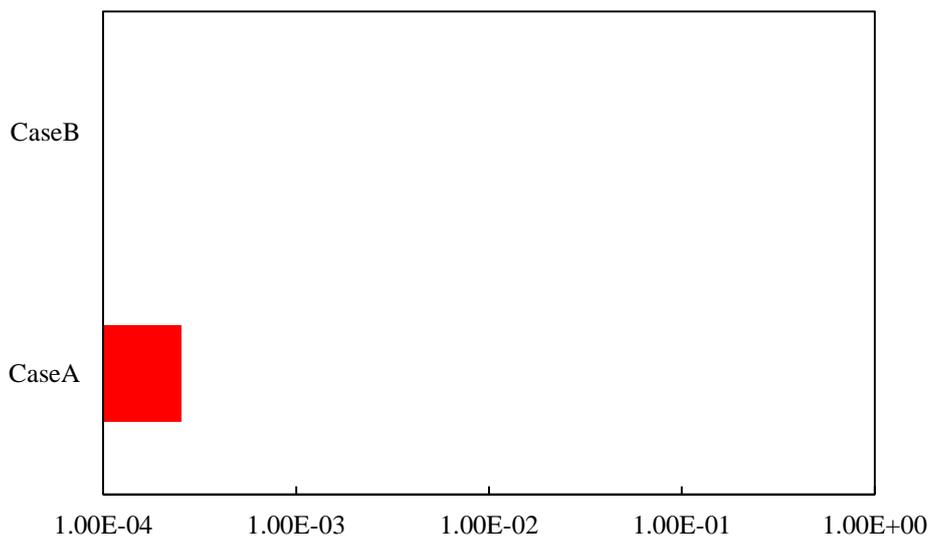


図 2.1.2-34 条件付き炉心損傷確率の増加量(ΔCCDP)

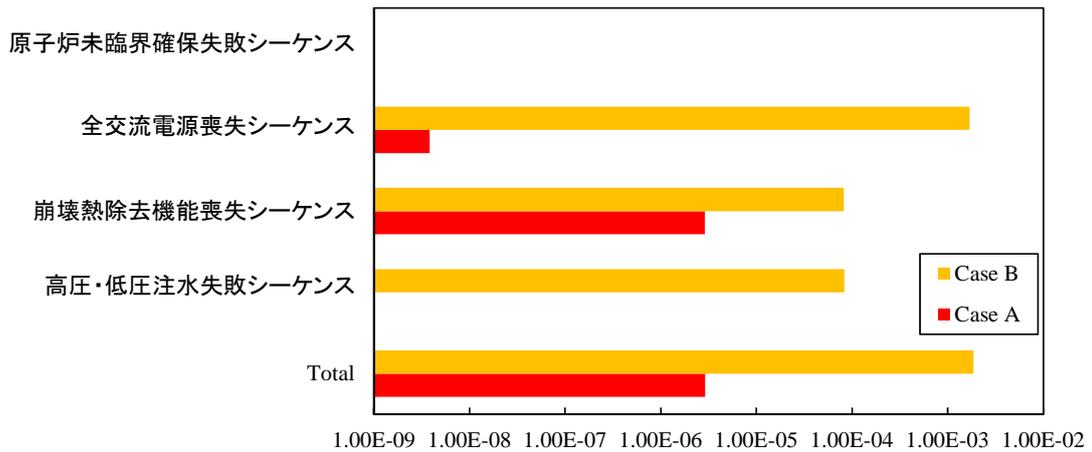


図 2. 1. 2-35 条件付き格納容器破損確率の増加量 (Δ CCFP)

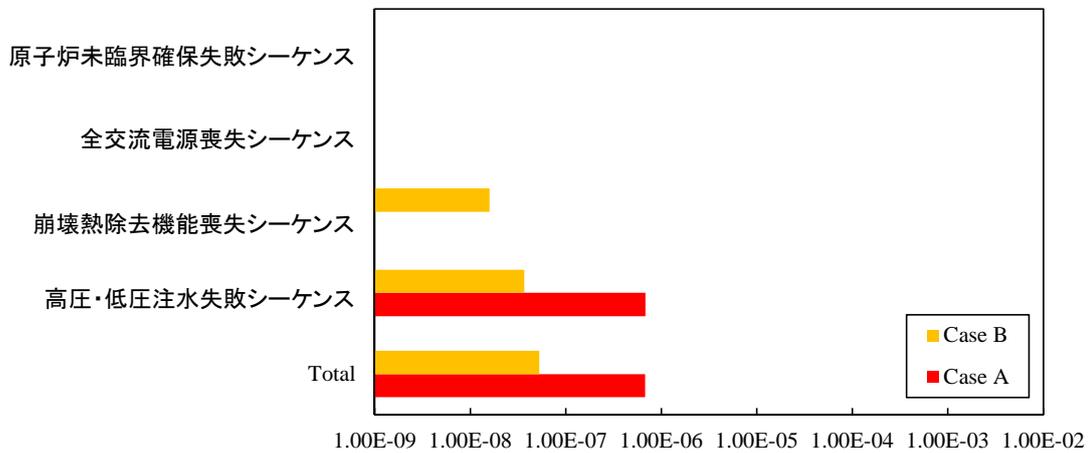


図 2. 1. 2-36 条件付き格納容器破損確率の増加量 { Δ (CCDP \times CCFP)}

まとめ

安全目標、性能目標、性能指標、個別指標と階層化し、安全性については深層防護の考え方に従い、発生防止、影響抑制、リスク抑止について指標を定義している。従って、リスク評価ならびに性能目標と密接な関係にあるはずである。

深層防護の発生防止では、リスク要因すなわちシビアアクシデント（著しい炉心損傷状態）の発生防止である。すなわち、レベル 1 リスク評価である。CDF に関する性能目標がこれに対応する。

影響抑制は、格納機能の喪失とソースタームの制限である。これはレベル 2 リスク評価である。格納機能喪失頻度（CFF）と大規模放出量と頻度に関する性能目標が対応する。影響抑制の性能とは、敷地外に放射性物質がどれだけ放出されるのかの評価と同じ内容である。

リスク抑止は公衆の健康並びに環境保全へのリスクを低く抑制することであり、レベル

3 リスク評価である。安全目標（リスク目標）として安全目的を達成する条件が設定される。リスク評価は、安全目標の達成度を判断するための定量的指標になる。

本研究では、レベル1および2（IAEAにおける深層防護の第3,4レベル）について、提案した保全指標について、実機を簡易的に模擬した確率論的安全評価(PRA)モデルを用いることで深層防護の各レベルに対する有効性を定量化できることを確認した。原子力利用の正当性に拠って安全目標が検討されれば、ここに定義した安全確保のための指標とリスク評価を用いてプラントサイクルにわたる安全性能が定量化される。

2.1.3 安全評価指標

(1) 研究の背景

従来の原子力プラントの安全性評価はプラント建設時の個々の機器の信頼性評価とほぼ同義であった。しかしながら、プラントの安全性を保つためには、個々の機器の信頼性の評価にとどまるのではなく、その機器によって構成される安全上重要な機能およびシステムの機能信頼性をこそ評価することが必要である。ここで言う安全上重要な機能とは、それが損なわれることで原子力プラントの安全を確保できていない状況（「炉心損傷」と「放射性物質の放出・漏えい」）に至る可能性のある重要な機能である、「共通機能（電源など）」、「バウンダリ機能」、「冷却機能」、「制御機能」の4つを指す。さらにここで言う安全上重要なシステムとは、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」の「PWR 及び BWR の安全上の機能別重要度分類の例」を参考に上記の4つの機能をさらに分類して得られる48のシステムを指す。

運転開始後プラントのシステム安全の信頼性を保つのは日々の保全活動である。保全活動に基づく情報は、システムの機能信頼性を評価するうえで重要な要素である。したがって原子力プラントの安全性評価には保全の観点を取り入れることが必須であると考えられる。なおその際には、通常運転時の保全と事故時のための保全とに大きく分けて考えねばならない。

このように通常運転時の保全と事故時のための保全を取り入れた「保全指標」を作ることで、規制にとって

- ・ 通常運転時のシステムの機能信頼性を定量的評価することが出来る
- ・ 通常運転時の保全活動の重要な検査内容を判定することが出来る。
- ・ 事故時のマネジメント能力を定量的評価することが出来る。
- ・ 事故時のための保全活動の重要な検査対象を判定することが出来る。

という点で有用であると考えられる。

(2) 研究の目的

運転開始後プラントのシステム安全の信頼性を適正に評価するための指標として「保全指標」を提案し、さらに科学的根拠に基づいて「保全指標」を策定するための手法を開発することを、本研究の目的とする。具体的には、通常運転時の保全指標の策定手法の開発と事故時のための保全指標の策定手法の開発の2つを実施する。

① 通常運転時の保全指標の策定手法の開発（深層防護第1～3層）

原子力プラントの経年変化やトラブル情報およびその対策としての保全活動の情報をベースに、プラントの持つシステムの機能喪失リスクを定量的に評価する手

法を開発する。

② 事故時の保全指標の策定手法の開発（深層防護第4層）

原子力プラントの事故推移と、それに対するハード（機械）とソフト（人）の組み合わせによるマネジメントシナリオを展開し、システムの機能喪失リスクを定量的に評価する手法を開発する。事前の保全活動によるリスク低減の効果と、事故後の時間の経過がその後リスクに及ぼす影響も評価できるようにする。

(3) 保全指標によるシステム安全評価手法の概要

1) 通常運転時の保全指標（深層防護第1～3層）

従来の安全性評価は、個々の系統別の機器の信頼性に着目していたが、ここでは、系統別ではなく機能としてのシステムごとの信頼性に着目し、その喪失リスクを評価する。まずは、対象とするシステムに含まれる機器・構造物の故障率を動的要因・静的要因とに分類して、機器・構造物の故障確率を求める。

動的要因による故障では、時間依存故障と非依存故障の分類、故障事例の原因別分類、原因別故障率のモデル化を行い、時間の経過に伴う機器・構造物の故障確率を求める。一方、静的要因による故障では、経年劣化事象を抽出し、経年劣化量を予測し、さらに耐力を定量化して荷重と比較することにより時間の経過に伴う機器・構造物の故障確率を求める。

もし保全活動を行わなければこれらの故障確率がそのまま機器・構造物の故障率になるが、通常時の保全ではその故障率を低下させるために定期検査・分解点検・試験運転など保全活動を行っている。そこで、機器・構造物の故障率の時間に伴う変化とその保全活動による変更をモデル化して定量評価し、それらをシステムごとに統合することで対象とするシステムの機能喪失確率を評価する。規制にとっては、これを用いてシステムの機能信頼性を定量的に評価することが出来、また、仮想的に保全活動を変更し機能信頼性を再評価してその変更の効果を見ることで、通常運転時の保全活動の重要な検査内容を判定することも出来るという利点がある。

通常運転時の保全指標（深層防護第1～3層）

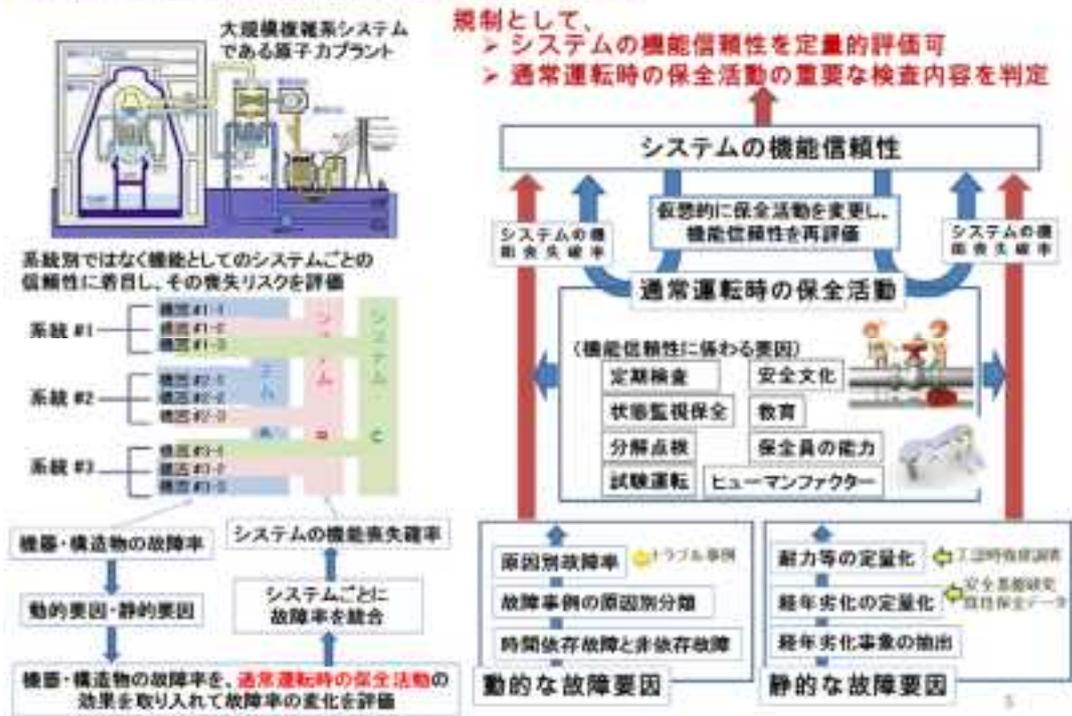


図 2.1.3-1 通常運転時の保全指標（深層防護第1～3層）

2) 事故時の保全指標（深層防護第4層）

原子力プラントに設計基準外事象が発生した場合、事故など設計基準外事象を収束させるためのマネジメントが展開される。そのマネジメントは大きく分けてハード(機械)による対応、ソフト(人・組織)による対応とに分類できる。そのマネジメントの成功確率は、各対応の成功確率、および対応にかかる時間に依存すると考えられる。

もし保全活動を行わなければこれらの成功確率がそのままマネジメントの成功確率となるが、原子力プラントでは、その成功確率を維持・向上させるために、事故が起こる前からシナリオの検討・最新情報の導入・非常時訓練と教育・ストレステストなどの事故時のための保全活動を行っている。

そこで、そのマネジメントの成功確率に保全活動による影響を取り入れて評価するモデルを構築することで、事故時のための保全指標の策定手法の開発を行う。具体的には、様々な事象を対象にマネジメントシナリオを展開し、その信頼性を評価することで保全指標に繋げる。

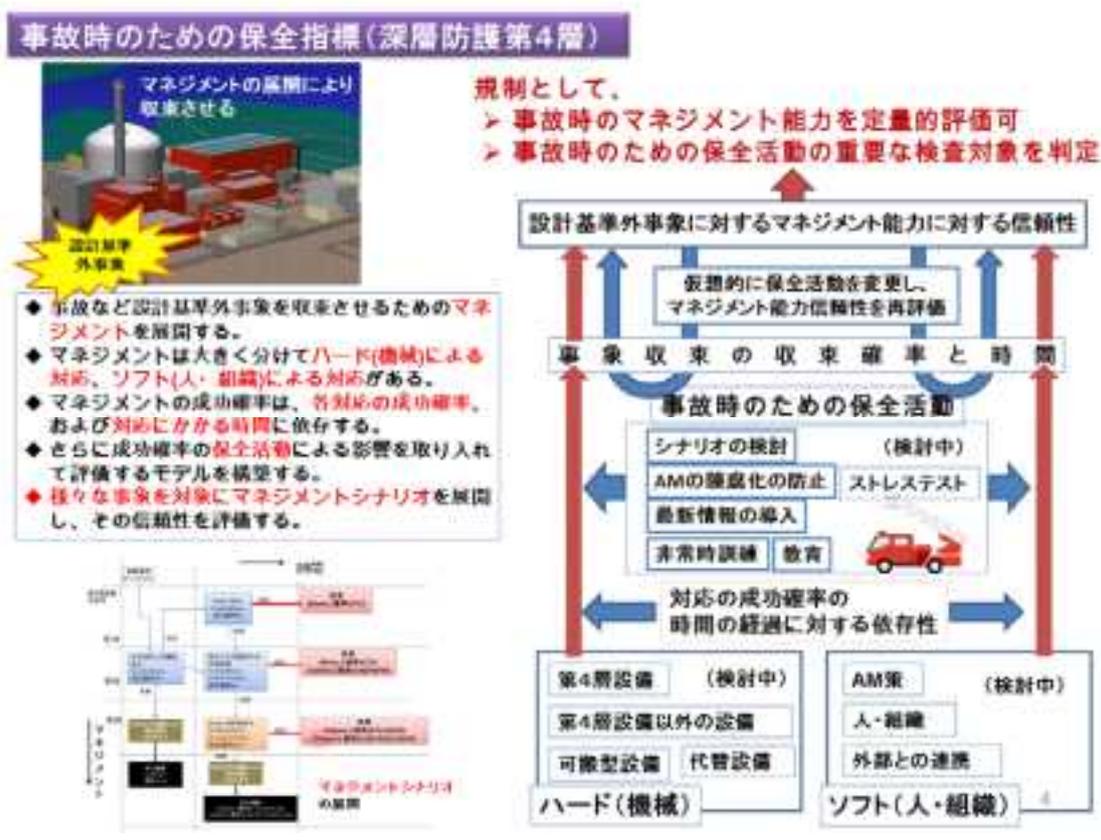


図 2.1.3-2 事故時のための保全指標 (深層防護第4層)

(4) 平成 25 年度の研究目標

以上を踏まえ、平成 25 年度は以下の 2 つを研究目標として掲げる。

① 通常運転時の保全指標の評価手法の開発と試評価 (深層防護第 1～3 層)

原子力プラントの経年変化やトラブル情報およびその対策としての保全活動の情報をベースに、プラントの持つシステムの機能喪失リスクを定量的に評価する手法を開発するとともに試評価を行う。具体的には、以下の 4 つを実施する。

- ✓ 重要機能、システム、機器、故障モードの分類を行う。
- ✓ 故障モードを動的故障モデルと静的故障モデルに分類し、その故障率を時間による変化を考慮に入れて評価する。
- ✓ 故障率の時間変化の、保全活動による影響 (分解点検、試運転、検査期間、CBM、いじり壊し、など) を評価する。
- ✓ 各故障モードの故障率を、故障モード→機器→システムの順に統合し、システムの機能喪失確率としてプラント健全性を定量評価する。

② 事故時のための保全指標の評価手法の提案（深層防護第4層）

原子力プラントの事故シナリオに対するマネジメントシナリオを展開し、対応（機械）と対応（人）の成功確率、およびその事故時のための保全による変化をベースに、さらに時間の経過による影響も考慮に入れ、システムの機能喪失リスクとしてマネジメント能力を定量的に評価する手法を開発する。具体的には、以下の3つを実施する。

- ✓ 新規性基準事象の審査ガイドの事故シナリオについて、マネジメントシナリオを展開する。
- ✓ マネジメントにおける対策（ハード・ソフト）の成功確率を定量的に求め、その合成により事故収束確率（マネジメント能力）を評価する。
- ✓ 単に事故収束確率を求めるのみでなく、収束するまでの時間、およびそれがタイムリミット内か否かも評価の対象とする。

(5) 通常運転時の保全指標の評価手法の開発と試評価（深層防護第1～3層）

図 2.1.3-3 に、通常運転時の保全指標の評価フローを示す。まず第1の段階では、原子力プラントの安全上重要な機能である、「共通機能（電源など）」、「バウンダリ機能」、「冷却機能」、「制御機能」の4つのうちから1つを選択し、さらにその機能に含まれるシステムを抽出する。次にそのシステムに含まれる機器・構造物を抽出し、その機器・構造物の故障モードを分類する。

その故障モードが動的要因の場合には、動的な故障要因による故障率算出モデルにて時間故障率・デマンド故障率を元に、時間変化する故障率を算出する。一方、故障モードが静的要因の場合には、静的な故障要因による故障率算出モデルにて、経年変化予測・減肉評価・外的事象（地震等）・耐性評価・漏洩評価などを考慮して、時間変化する故障率を算出する。

さらにそれらの時間変化する故障率を、点検検査・試験運転（試条件 or 実条件）・状態監視保全・ヒューマンファクタなどを考慮した保全活動によるモデルを用いて抑制・維持することで、保全活動を考慮した故障率を算出する。

その故障率を機器で統合し、さらにシステムで統合することで、システムの機能喪失確率を求める。

通常運転時の保全指標の評価手法の開発と試評価(深層防護第1~3層)

通常運転時の保全指標評価フロー(深層防護第1~3層)

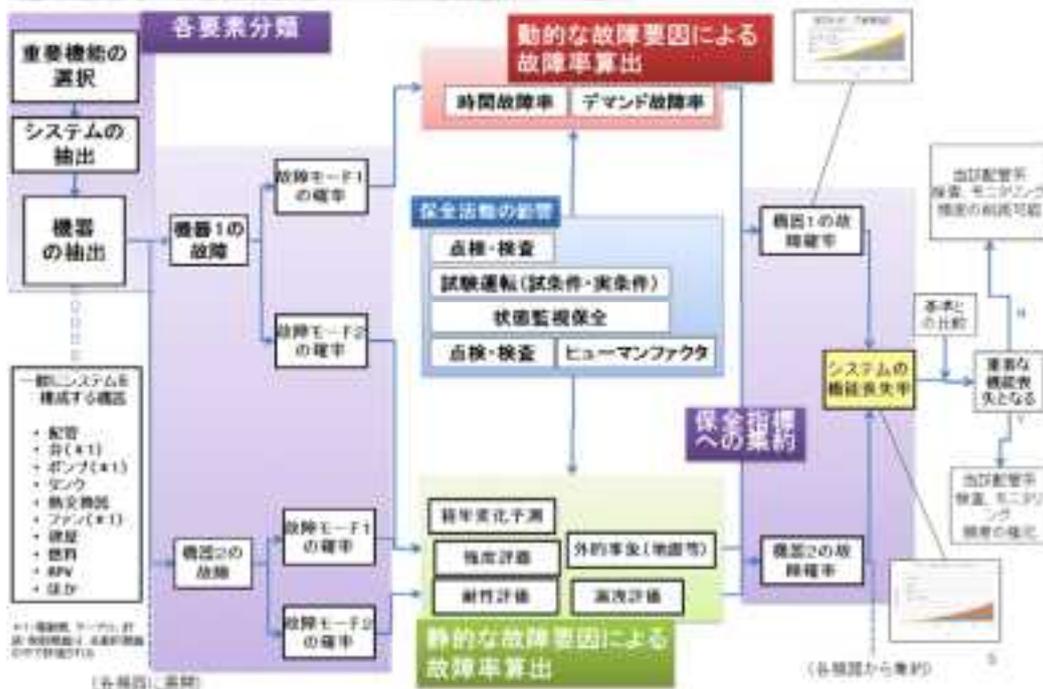


図 2.1.3-3 通常運転時の保全指標評価フロー (深層防護第1~3層)

1) 国内・外における機器故障率データの調査と整理

②-1 国内原子力プラントの主要機器の故障率とその算出根拠の調査

日本では、原子力安全におけるリスク情報を用いた判断の基となる確率論的リスク評価 (PRA) の品質確保に向け、産官学において関連基盤整備のための活動が進められている。こうした中で、平成 22 年 6 月には、PRA に必要な機器故障率等の各種パラメータについて、ベイズ統計手法による算出方法と技術的要求事項を定めた実施基準「原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010 (AESJ-SC-RK001：2010)」が策定された。

一方、具体的な機器故障率などのパラメータ整備については、原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA に、我が国の原子力発電所の PRA 用機器故障率を算出するために、国内原子力発電所の機器員数情報と故障件数を収集したデータベースを整備している。

これまでに公開されている主要なデータベースは以下の通りである。

(データ 1)

PSA 用故障率データに関する調査 (平成 9 年 3 月：財団法人 原子力安全研究協会)

(データ 2)

原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出 (1982 年度～1997 年度)

16 カ年 49 基データ 改訂版) (平成 13 年 2 月 : 電力中央研究所原子力情報センター)
(データ 3)

頻度論及びベイズ手法による機器故障率の評価(平成 20 年 3 月 : 原子力安全基盤機構)
(データ 4)

故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 (1982 年度～2007 年度 26
カ年 55 基データ) (2013 年 6 月 : 原子力安全推進協会)

i) 各データの主要諸元

各データの調査期間、調査対象機種数等は以下の通りである。

表 2.1.3-1 国内機器故障率データの主要諸元

	調査機関	調査期間	調査対象プラント数	調査対象機種数
データ 1	原子力安全研究協会	1982 年～1992 年 (10 カ年データ)	34 基	50 機種
データ 2	電力中央研究所原子力情報センター	1982 年～1997 年 (16 カ年データ)	49 基	47 機種
データ 3	原子力安全基盤機構	1982 年～2002 年 (21 カ年データ)	49 基	53 機種
データ 4	原子力安全推進協会	1982 年～2007 年 (26 カ年データ)	55 基	61 機種

ii) 評価対象機種及び故障モード

各データの評価対象機種及び故障モードは添付資料②-1 に示す。

iii) 機器故障率算出法

(データ 1) 及び (データ 2) は点推定値 (平均値) を求めている。

$$A : \text{時間故障率} = r_A / T_A$$

r_A : 対象期間内の機種 A の故障モード別故障件数

T_A : 対象期間内の機種 A の延べ運転時間 (延べ待機時間)

故障件数が 0 件の場合は、0.5 件と仮定

信頼区間はカイ二乗 (χ^2) 分布として求める。

$$B : \text{デマンド故障率} = r_{Ad} / D_{Ad}$$

r_{Ad} : 対象期間内の機種 A の故障モード別故障件数

D_{Ad} : 対象期間内の機種 A の故障モード別総デマンド回数

故障件数が 0 件の場合は、0.5 件と仮定

信頼区間はカイ二乗 (χ^2) 分布として求める。

(データ 3) では、階層ベイズ手法 (区分求積法) を用いて、手法による故障率の差異を検討している。更に、階層ベイズ手法について、区分求積法の他に、世界各国で広くベイズ統計に用いられ、機器故障率の推定にも用いられ始めた (データ 3 を整理した 2002 年時点) マルコフ連鎖モンテカルロ (MCMC) 法を用いた機器故障率の算出法を

検討し、故障率推定手法の拡張性を検討するとともに、10 機種 of 故障率について両手法の差異を評価している。

(データ 4) では、発電所で発生した PRA の対象となる故障が、故障判定の不確実さにより、すべて NUCIAPRA 用データベースに登録されるわけではなく、その一部のみ収集されるため NUCIA 登録故障件数には不確実さが存在すると云う状況を踏まえ、以下の評価モデルで算出した。

iv) 評価モデル

データ収集確率モデル

発電所において実際に発生した PRA 機能故障件数を X 、NUCIAPRA 用データベースに収集された故障件数を Y (観測件数)、発生した故障事象が NUCIAPRA 用データベースに収集される確率をデータ収集確率 p と定義し、既知データ Y から、未知の X 、 p 及び故障率を推定する。データ収集プロセスは、データ収集確率 p に支配されるベルヌーイ過程であると仮定し、故障件数 X の生起確率過程は、時間故障率の場合はポアソン過程、デマンド故障率の場合は二項過程としている。

故障率モデル

発電所間の故障率のばらつきを考慮できる階層ベイズモデルを用い、事後分布の計算にはマルコフ連鎖モンテカルロ (MCMC) 用フリーソフト WinBUGS を用いている。

v) 機器故障率データ

(データ 4) に示されている時間故障率及びデマンド故障率データを添付資料②-2、②-3 に示す。

②-2 国外原子力プラントの主要機器の故障率とその算出根拠の調査

主要機器の故障率について、国内運転実績データと海外データとを比較する。比較の対象は以下の米国及び欧州データとする。

i) 米国データ (米国の故障率との比較を添付資料②-4 に示す。)

a) LER 故障率

規制当局に提出された事象報告書 (Licensee Event Report : LER) で報告されている機器の故障から故障率を算出したものである。ポンプ、ディーゼル発電機、弁、計装品 (トランスミッタやスイッチ等)、制御棒駆動装置の故障率が NUREG にまとめられている。対象プラントは PWR44 基、BWR22 基で、故障率は、最尤法による平均値と χ^2 分布による 90% 信頼水準の上・下限値を算出している。

b) NREP (NUREG/CR-2815) のデータ

NREP (National Reliability Evaluation Program) を記載する NUREG/CR-2815 に添付されているデータで、通常 PRA で使われている約 40 機種が掲載されており、プラント固有データが無い場合に一般データとして使用される。1982 年に NRC 主催で実施された信頼性のワークショップで専門家の意見に基づいて作成されたものと、IREP 手順書のデータを組み合わせたものである。故障率は時間故障率で表示され対数一様

分布を仮定した Minimum Value、Mean、Maximum Value が示されている。

c) IEEE (Std 500) のデータ

IEEE (Std 500) は、米国電気電子学会がまとめた原子力の信頼性解析者や設計者の利用のために作られたもので、機械装置に加えて電気品や計装品の故障率データが豊富なデータ集である。元データは、LER 故障率や NPRDS、IPRD といった各種のデータ集からの引用や、専門家の意見を集約して故障率データを構築したものである。

ii) 欧州データ（欧州の故障率との比較を添付資料②-5 に示す。）

a) Swedish Reliability Data Book

データは、ATV システム (Swedish Thermal Power Reliability Data System) の故障報告書、スウェーデンの LER、各プラントの運転及び保守に関する要員からの情報に基づいたものである。故障率の正確さを期すために、原子炉起動、定検時の故障は除外されている。BWR の 35 炉年の運転経験に関して検討がなされており、ATV 報告書には計 3,575 の故障件数があり、590 件が機器の機能喪失に至るものである。デマンド故障率を算出するデマンド回数は技術仕様書に記載されている試験間隔と自動スクラム等の情報を基に算出している。

b) Sizewell B PWR Preconstruction Report

英国 Sizewell B PWR プラントの安全評価のために使用したデータで、複数のデータソース (Westinghouse Reliability Data Base、UKAEA System Reliability Service、WASH-1400、EdF、US LER、NPRDS) を処理したものである。

c) German Risk Study (phase A)

機器故障率関連の文献調査、Biblis および Stade 原子力発電所の運転経験および計装制御機器の影響評価を実施し、機器故障率の文献記載のデータに重みを付けて機器故障率を算出している。

d) EIREDA Vol.2 (European Industry Reliability Data Bank)

欧州の産業界におけるシステムの信頼性を評価するために作成されたもので、1991 年発行の Vol.1 のデータをベイズ手法により更新 (1988~1993 年のデータを追加) したものである。Vol.1 のデータは、主に EdF プラントの運転経験 (1978~1987 年) を基にしたものであるが、その他にも同様の機器の故障率を公開文献 (WASH-1400、IEEE Std 500 等) から取り入れて統計的に処理している。この故障率は PSA 用に算出されているため、機能劣化や部分故障は含まれておらず、完全な機能喪失で早急な保守活動を必要とする故障のみを対象としている。とする。また、欧州データとしては、IAEA-TECDOC-478 (1988 年版) に記載されている 3 種類のデータ (Swedish Data、Sizewell B、German Risk Study) とフランスの EIREDA データを対象とする。

②-3 国内原子力プラントの主要機器の故障原因等の調査

ニューシアデータの過去 10 年半 (1999 年 1 月 1 日~2009 年 9 月 31 日) に関する弁 (電

動弁、空気作動弁、逆止弁、油圧弁、安全弁及び逃し弁：手動弁と逃し弁は対象から外す）及び電動ポンプ（原子炉冷却系統設備、タービン設備、原子炉補助設備、非常用炉心冷却設備、原子炉格納施設、発電所補助設備）の故障事例を抽出し、弁及びポンプの種類及び故障部位毎の故障原因の分析を行う。

i) 弁の種類別故障事例

a) 種類別発生件数

弁の種類別に整理すると下表、下図のようになる。

表 2.1.3-2 弁の種類別発生件数

弁の種類	BWR	PWR	合計
電動弁	21	4	25
逆止弁	13	4	17
安全弁・逃し弁	7	5	12
油圧弁	6	0	6
空気作動弁	2	3	5
合計	49	16	65

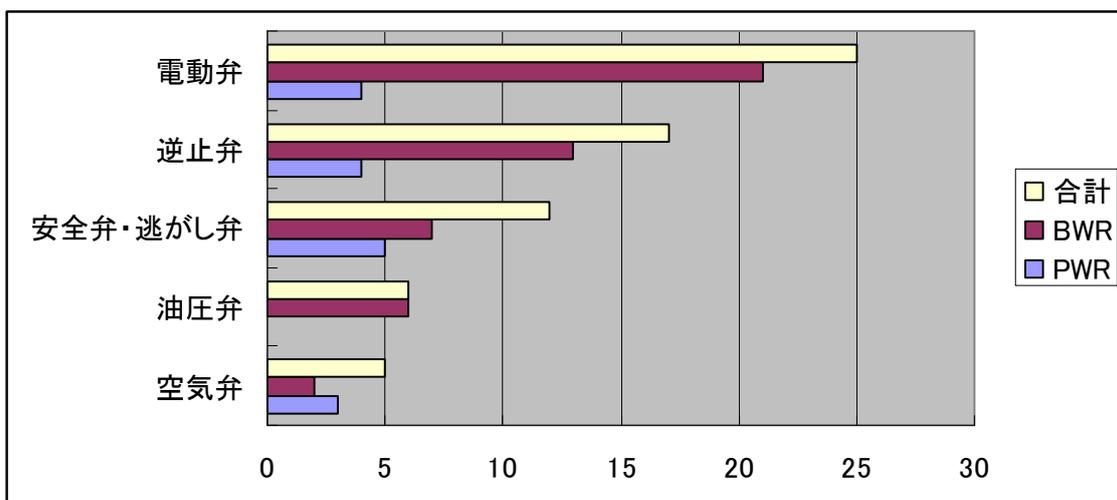


図 2.1.3-4 弁の種類別発生件数

このように、使用されている弁の個数にもよるが、故障事例の多い弁種類としては、電動弁が約 4 割を占めており、逆止弁と安全弁・逃し弁がそれぞれ 2 割前後となっている。炉型別では BWR の件数が多い。

b) 故障部位別発生件数

故障部位別の発生件数を、表②-3-2 に示す。

「バウンダリ機能」で多いのはフランジ部で、ガスケット・パッキンの損傷やフランジの締め付け力低下による漏れが生じたものである。

「隔離機能の維持」では、弁座及び弁体共に多いが、弁座の故障は異物の噛み込みや弁体着座不良によるシートリークがほとんどであり、弁体の故障は過大応力による割れや流力振動等による疲労割れ、異物噛み込みによる動作不能および着座不良によるシートリークである。

表 2.1.3-3 故障部位別発生件数

達成機能に必要な項目	故障部位	電動弁	逆止弁	安全弁・逃し弁	油圧弁	空気作動弁	合計
バウンダリの維持	弁箱		1 (P1)			1 (P1)	1 (P2)
	フランジ部	1 (B1)	3 (B2, P1)		2 (B2)	1 (B1)	7 (B6, P1)
	配管	1 (P1)		1 (B1)			2 (B1, P1)
隔離機能の維持	弁体	2 (B1, P1)	3 (B3)	1 (B1)		1 (B1)	7 (B6, P1)
	弁座	4 (B4)	5 (B3, P2)	8 (B4, P4)		1 (P1)	18 (B11, P7)
作動機能の維持	弁棒	6 (B6)			1 (B1)		7 (B7)
	軸受け部等	4 (B4)	3 (B3)		3 (B3)		10 (B10)
	ボルト			2 (B1, P1)			2 (B1, P1)
	ウォームギア	1 (B1)					1 (B1)
	リミットスイッチ	4 (B2, P2)	2 (B2)				6 (B4, P2)
	弁位置検出器	1 (B1)					1 (B1)
	直流電動機用コンダクタ	1 (B1)					1 (B1)
	開度調整器					1 (P1)	1 (P1)
	合計	25 (B21, P4)	17 (B13, P4)	12 (B7, P5)	6 (B6)	5 (B2, P3)	65 (B49, P16)

注記：カッコ内数値は、BWR と PWR の発生件数である。

「作動機能の維持」では、弁棒と軸受け部等に多く故障が発生している。弁棒は電動弁に発生しており、想定外の流力振動等による疲労割れや過大荷重による SCC 発生・進展による折損である。軸受け部等では、グリース交換不良や劣化等による摺動抵抗増による軸固着が大半であり、逆止弁では軸受け部のワッシャーの摩耗による脱落が発生している。

c) 故障原因の分類

故障原因の分類を添付資料②-6 にしめす。

ii) 電動ポンプの設備別故障事例

a) 設備別発生件数

電動ポンプを設備別に整理すると下表、下図のようになる。

表 2.1.3-4 電動ポンプの設備別発生件数

系統	BWR	PWR	合計
原子炉冷却系統設備	26	4	30
タービン設備	10	10	20
原子炉補助設備	3	3	6
非常用炉心冷却設備	1	3	4
原子炉格納施設	0	1	1
発電所補助設備	0	2	2
合計	40	23	63

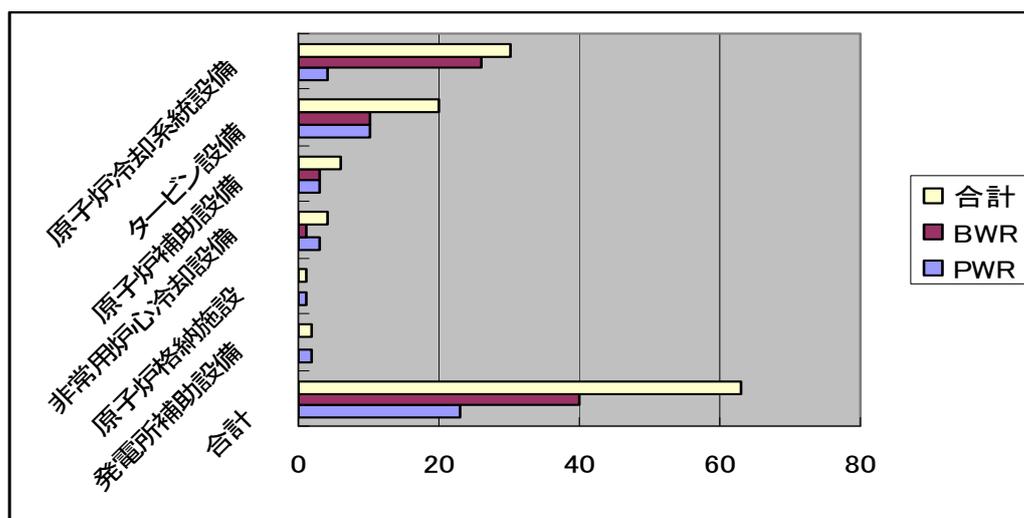


図 2.1.3-5 電動ポンプの設備別発生件数

このように、設備毎に使用されている電動ポンプの個数にもよるが、故障事例の多い設備としては、原子炉冷却系統設備の電動ポンプが約 1/2、タービン設備が約 1/3 を占めており、原子炉補助設備と非常用炉心冷却設備がそれぞれ約 1/10 となっている。

炉型別では BWR の件数が約 2/3 を占めている。特に原子炉冷却系統設備で BWR の故障事例が多く、全体の約 4 割を占めている。

b) 故障部位別発生件数

故障部位別の発生件数を、表 2.1.3-5 に示す。

「ポンプ容量と揚程の確保」では、主軸と軸受けで共に 4 件、羽根車で 2 件、吸い込み部で 1 件発生している。主軸では、4 件のうち 3 件（全て PWR）が疲労による折損/き裂発生となっており、1 件はブッシュの摩耗により振動が大きくなっている。軸受けでは、4 件のうち 2 件が潤滑油不足で変形/発火を生じており、2 件はフロント/リアベアリングの摩耗である。

「バウンダリの維持」では、メカニカルシールの故障が圧倒的に多く 43 件となっており、炉型別では BWR が 34 件と 3/4 を占めている。系統別では原子炉冷却系統設備で 30 件発生しており、原子炉冷却系統設備の故障機器は全て再循環ポンプ/一次冷却材ポンプであることから、再循環ポンプ/一次冷却材ポンプの故障が如何に多いかということが言える。

メカニカルシールの故障事象としてはシールリークが 39 件となっており、シールリークに対する予防保全対策が大きな課題といえる。しかも、再循環ポンプ/一次冷却材ポンプの故障によるプラント停止時間は、調査した 10 年半（1999 年 1 月～2009 年 9 月）で延べ 6,856 時間に達しており、経済的な損失も相当なものと言える。シールリークの原因では異物混入が 24 件にも達しており、異物混入防止が如何に難しいかということが言えるが、分解点検の回数削減により発生を防止することも有効な手立てとなりえると考えられる。

c) 故障原因の分類

故障原因の分類を添付資料②-7 にしめす。

表 2.1.3-5 故障部位別発生件数

達成機能に必要な項目	故障部位	原子炉冷却 系統設備	タービン 設備	原子炉 補助設備	非常用炉心 冷却設備	原子炉 格納施設	発電所 補助設備	合計
ポンプ容量 と揚程の確 保	主軸 (計)	0	2	1	1	0	0	4
	BWR		1					1
	PWR		1	1	1			3
	羽根車 (計)	0	1	0	0	0	1	2
	BWR		1					1
	PWR						1	1
	軸受け (計)	0	1	2	0	0	1	4
	BWR			2				2
	PWR		1				1	2
	吸い込み部 (計)	0	0	0	1	0	0	1
	BWR				1			1
	PWR							0
バウンダリ の維持	ケーシング (計)	0	2	0	0	0	0	2
	BWR							0
	PWR		2					2
	メカニカルシール (計)	3 0	9	1	2	1		4 3
	BWR	2 6	7	1				3 4
	PWR	4	2		2	1		9
	取付ボルト (計)	0	1	0	0	0	0	1
	BWR							0
	PWR		1					1
	グランドパッキン (計)	0	1	0	0	0	0	1
	BWR							0
	PWR		1					1
	配管 (計)	0	2	2	0	0	0	4
	BWR		1					1
PWR		1	2				3	
その他	増速機 (計)	0	1	0	0	0	0	1
	BWR							0
	PWR		1					1
	合 計	3 0	2 0	6	4	1	2	6 3
	BWR (計)	2 6	1 0	3	1	0	0	4 0
	PWR (計)	4	1 0	3	3	1	2	2 3

2) 経年変化と保全活動を考慮した機器故障率の評価 (動的故障要因)

(a) 時間依存機器故障確率の評価

一般に、時間故障率等のデータが与えられているのは“故障モード” (例えば電動弁における開閉不良 (“開失敗”、“閉失敗”) 等) に対してであり、その“故障原因”ごと (例えば“摺動部固着”、“モータ絶縁劣化”等) の内訳は示されていない。ここでは NUCIA データを対象に、各故障モードについて故障事例の原因別分類を行い、その内訳数に応じて各故障モードの故障率 λ を原因別故障率 λ_i ($\lambda = \sum \lambda_i$) に分解した。

NUCIA データの過去 10 年半 (1999 年 1 月 1 日～2009 年 9 月 31 日) に関する電動ポンプ (原子炉冷却系統設備、タービン設備、原子炉補助設備、非常用炉心冷却設備、原子炉格納施設、発電所補助装置) および弁 (電動弁、空気作動弁、逆止弁、油圧弁、安全弁および逃し弁) の故障事例を抽出し、電動ポンプおよび弁の種類および故障部位ごとの故障事例の分析を行うとともに、故障原因別に分類した。表 2.1.3-1 および表 2.1.3-2 に電動ポンプおよび弁の故障事例分類の結果をそれぞれ示す。例として電動弁の故障モード“開閉不良”に着目すると表 2.1.3-7 中では開閉不良に関係する故障事例として以下のものが抽出・分類されている：

摺動部固着	5 件
シャフト疲労	6 件
モータ絶縁劣化	0 件
ケーブル劣化	0 件
計装・制御機器劣化	9 件
消耗品の劣化	0 件

ここで、“消耗品の劣化”欄には“パッキン劣化”等の事例が含まれていたが、故障モード“開閉不良”とは直接関係しないため 0 件と考えている。上記故障事例分類に基づき、各故障原因ごとの故障率を以下のように設定した：

開閉不良故障率を λ ($\lambda = \sum \lambda_i, i = 1, \dots, 6$) として、

摺動部固着による故障率	$\lambda_1 = \lambda \times 5 / 16$ 件
シャフト疲労による故障率	$\lambda_2 = \lambda \times 0.5 / 16$ 件
モータ絶縁劣化による故障率	$\lambda_3 = \lambda \times 0.5 / 16$ 件
ケーブル劣化による故障率	$\lambda_4 = \lambda \times 0.5 / 16$ 件
計装・制御機器劣化による故障率	$\lambda_5 = \lambda \times 9 / 16$ 件
消耗品の劣化による故障率	$\lambda_6 = \lambda \times 0.5 / 16$ 件

ここで、シャフト疲労について、ここでの評価対象は一般に経年プラントであり、当該故障原因には設計面での対応が図られて再発の可能性は低いと考えられることから、本年度の保全指標試算の範囲においては発生件数を 0 と仮定した。さらに、件数 0 件の故障原因についてはそれぞれ 0.5 件とみなし故障率を設定した。また、各故障率は時間に対し線形に増加すると仮定した。

表 2.1.3-6 電動ポンプの故障事例分類

電動ポンプの故障事例分類	合計	原子炉冷却系			タービン系			原子炉補助設備					
		故障部位	件数	内訳(故障原因)	件数	故障部位	件数	内訳(故障原因)	件数	故障部位	件数	内訳(故障原因)	件数
(1) ポンプの回転部、電力関係部の考えられる劣化 ・ 摺動部固着	43	メカニカルシール	30	シールリーク 温度上昇 振動増	27	メカニカルシール	9	シールリーク	9	メカニカルシール	1	シールリーク	1
	4					軸受	1	変形	1	軸受	2	ベアリング摩耗	2
・ モータ絶縁劣化	0												
・ ケーブル劣化	0												
・ 計装・制御機器劣化	0												
小計	47		30				10				3		
(2) 消耗品の劣化 ・ バックシン劣化 ・ 摺動痕、摺動減肉	1					バックシン	1	リーク(施工不良)	1				
小計	1		0				1				0		
(3) その他	軸	4				軸	2	折損 振動大	1	軸	1	折損	1
	羽根車	1				羽根車	1	エロージョン	1				
	ケーシング	2				ケーシング	2	き裂	2				
	取付けボルト	2				取付けボルト	1	リーク(軸力不足)	1				
	配管	4				配管	2	き裂(疲労)	1	配管	2	き裂(疲労)	2
	増速機	1				増速機	1	き裂(減肉)	1				
	吸込み部	1				増速機	1	き裂(疲労)	1				
小計	15		0				9				3		
合計	63		30				20				6		

電動ポンプの故障事例分類	合計	非常用炉心冷却設備			原子炉格納施設			発電所補助設備					
		故障部位	件数	内訳(故障原因)	件数	故障部位	件数	内訳(故障原因)	件数	故障部位	件数	内訳(故障原因)	件数
(1) ポンプの回転部、電力関係部の考えられる劣化 ・ 摺動部固着		メカニカルシール	2	シールリーク	2	メカニカルシール	1	き裂	1	軸受	1	発火	1
・ モータ絶縁劣化													
・ ケーブル劣化													
・ 計装・制御機器劣化													
小計			2				1				1		
(2) 消耗品の劣化 ・ バックシン劣化 ・ 摺動痕、摺動減肉			0				0				0		
小計			0				0				0		
(3) その他	軸	軸	1	き裂	1								
	羽根車												
	ケーシング												
	取付けボルト									インペラ用ボルト	1	き裂(疲労)	1
	配管												
	増速機												
	吸込み部	吸込み部	1	流路減少	1								
小計			2				0				1		
合計			4				1				2		

表 2.1.3-7 弁の故障事例分類

弁の故障事例分類	合計								
(1) 弁駆動部、弁動力関係部の考えられる劣化									
・ 摺動部固着	2	軸受	2 固着	1					
			損傷	1					
			2 ステムナット部	2 摺動抵抗増	2				
			1 ウォームギア	1 摩耗	1				
・ シャフト疲労	6	弁棒	6 折損	5					
			こすれ	1					
・ モータ絶縁劣化	0								
・ ケーブル劣化	0								
・ 計装・制御機器劣化	6	リミットスイッチ	4 表示灯不良	3	リミットスイッチ	2 弁不動作(接触不良)	2		
			弁不動作(接触不良)	1					
			1 直流電動機用コンダクタ	1 弁停止(過大電流)	1				
			1 弁位置検出器	1 接触不良	1				
小計	20		17			2			0
(2) 消耗品の劣化									
・ バッキン劣化	5				バッキン(フランジ)	3 面圧低下	1		
						リークパス	1		
						仕様間違い	1		
・ 摺動痕、摺動減肉	1	バッキン	1 摺動痕	1					
小計	6					3			0
(3) その他									
配管	2	配管	1 き裂(減肉)	1				接続配管	1 破断
弁体	7	弁体	2 割れ	1	弁体	3 ねじ部破断	1	弁体	1 誤作動
			1 摩耗	1		シートリーク	2		
弁座	18	弁座	4 シートリーク	4	弁座	5 シートリーク	3	弁座	8 シートリーク
						割れ	1		
						不動作	1		
座金・ワッシャ	3				座金・ワッシャ	3 組み込み忘れ	1		
						摩耗	2		
弁箱	2				弁箱	1 減肉	1		
ボルト・連結ナット	4							ボルト	2 押込み不足
									1 脱落
フッシング	1								
グラント押え	1								
スラストリング	1								
小計	39		7			12			12
合計	65		25			17			12

弁の故障事例分類	合計								
(1) 弁駆動部、弁動力関係部の考えられる劣化									
・ 摺動部固着									
・ シャフト疲労									
・ モータ絶縁劣化									
・ ケーブル劣化									
・ 計装・制御機器劣化									
小計			0			1	1		1
(2) 消耗品の劣化									
・ バッキン劣化		バッキン(フランジ)	2 2 組み込み忘れ	1					
			締付不足	1					
・ 摺動痕、摺動減肉									
小計			2			0			
(3) その他									
配管			0						
弁体					弁体	1 摩擦大			1
弁座					弁座	1 固着			1
座金・ワッシャ									
弁箱					弁箱	1 腐食			1
ボルト・連結ナット		連結ナット	1 締付不足	1	ボルト(フランジ)	1 緩み			1
フッシング		フッシング	1 脱落	1					
グラント押え		グラント押え	1 脱落	1					
スラストリング		スラストリング	1 割れ	1					
小計			4			4			
合計			6			5			

(b) 保全活動の影響の評価

機器故障率への保全活動の影響については、平成 24 年度までの検討に基づき、機能確認試験、状態基準保全 (CBM)、分解点検、試運転、消耗品交換、取替、ヒューマンファクタ (いじり壊し) 等による故障率の減少/増加を考慮し、故障原因によって有効な保全活動

は異なることをモデル化している。電動ポンプの故障モード“起動失敗”を例として、表 2.1.3-8 に各故障原因とその対策として有効な保全活動との対応を、図 2.1.3-6 に保全活動を考慮した各原因別故障率の時間変化をそれぞれ示す。図中①～④はそれぞれ、①分解点検により摺動部固着による故障率が減少、②計装・制御機器劣化など分解点検で回復しない故障率は取換を行うまで増加、③分解点検時の組立ミス等の可能性を考慮し、点検後の作動試験が非実条件のとき故障率の減少は限定的、④作動試験が実条件のときヒューマンファクタの影響が除去されたとして故障率が減少、を表している。

表 2.1.3-8 各故障原因とその対策として有効な保全活動

故障モード	故障率	故障原因	発生件数	原因別故障率	有効な保全活動				
					機能確認試験	CBM	分解点検	消耗品交換	取替
起動失敗	λ	摺動部固着	n_1	$\lambda \cdot n_1 / \sum n_i$	○	○	○		
		モータ絶縁劣化	n_2	$\lambda \cdot n_2 / \sum n_i$					○
		ケーブル劣化	n_3	$\lambda \cdot n_3 / \sum n_i$					
		計装・制御機器劣化	n_4	$\lambda \cdot n_4 / \sum n_i$					○

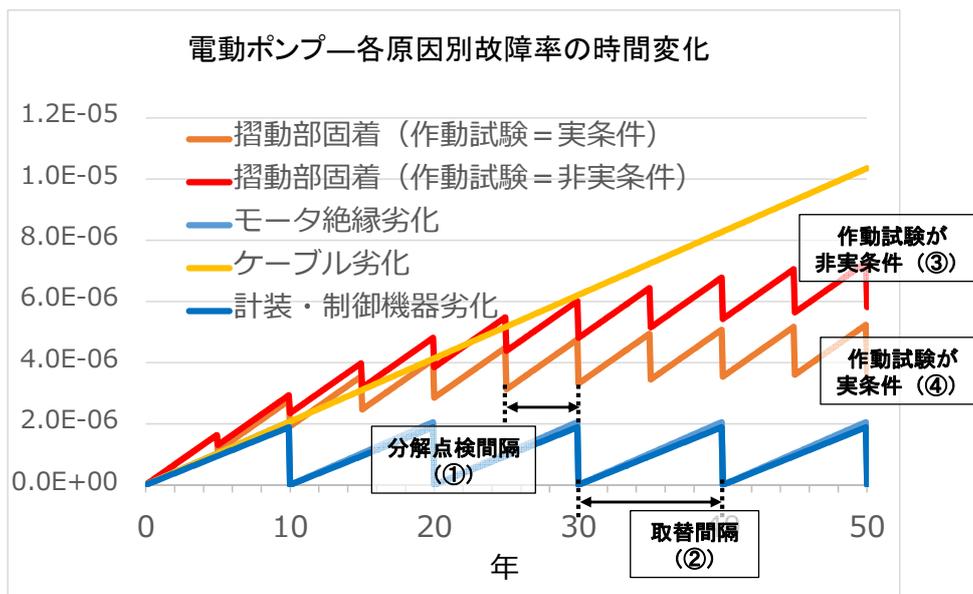


図 2.1.3-6 各原因別故障率の時間変化

3) 経年変化と保全活動を考慮した構造物故障率の評価 (静的故障要因)

(a) 経年変化の特徴とモデル化の考え方

安全システムの機能に与える経年劣化の影響を評価するためには、個別の経年劣化の程度をしるだけでなく、複数の経年劣化の重畳にも着目し、供用期間の増加に伴って安全裕度がどの程度減少するかをモデル化する必要がある。平成 24 年度は、日本機械学会の維持規格および原子力安全基盤機構 (JNES) の高経年化技術評価審査マニュアルを参考に、経

年劣化事象を「体積変化」「き裂」「靱性低下」に大別した。そして、設計の想定を大きく超える外力によって機能喪失に至る確率を評価するための、考え方を整理した。平成 25 年度は、昨年度の考え方を精緻化すると共に、具体的な安全システムに対する適応について検討した。

(イ) 体積変化

減肉や腐食は、配管等の構造物の体積を減少させることにより、構造強度を要する部位に加わる応力が増加する事になり、安全裕度が低下する。したがって、有意な体積減少が予想される個所について、体積変化の予測あるいはモニタリング結果に基づいて、安全裕度の減少を評価し、構造物が機能喪失に至るリスクの変化をモデル化する手法を検討した。

配管減肉は、実機における過去の保全経験から、炭素鋼製配管の特定の部位に発現し、ほぼ一定の減肉速度で進行することが知られており、日本機械学会の規格^[1]によって管理されている。過去の高経年化技術評価において着目すべき経年劣化事象として配管減肉が抽出された機器等を有する機能は、「原子炉冷却材の内蔵」、および「通常時炉心冷却」であり、保全指標上の重要度はそれ程高くない。また既往研究の調査^[2]によると、振動試験による配管系の終局強度評価において、基準地震動の 3 倍程度の地震動に晒される配管の場合、破損は疲労によるき裂進展によって生じ、減肉部を有する配管における評価結果は健全な配管と比較して必ずしも悪い訳ではない。これらの理由から、安全機能に着目した保全指標の策定において、配管減肉のモデル化に関する優先度は高くない。(ただし、プラントシステムのリライアビリティ向上、および従業員の労働安全の観点からは、配管減肉が重要課題であることを申し添える)

腐食(全面腐食等)は、金属部分が減少する事により、構造強度の低下を招く。海水に晒される一部の配管系、および基礎ボルト類において、高位経年化対策上着目すべき経年劣化事象に抽出されている。このうち、基礎ボルトについては、日本原子力発電東海発電所における基礎ボルトの調査^[3]によると、最も条件の厳しい屋外設置機器においても 30 年間の供用で 0.237 mm 以下という実績がある。つまり、保守性を考慮しても、腐食速度は 0.01 mm/年程度であり、保全指標のモデル化に関する優先度は高くない。

照射場においては、体積減少ではなく、スエリングによる体積膨張や、照射成長による寸法変化が生じる。これらは、BWR の制御棒シース板や、PWR のバッフルフォーマボルトにおける応力腐食割れの駆動力として作用することから、重要な経年劣化である。しかしながら、保全指標におけるモデル化の観点からは、「き裂の進展」モデル化の中に含まれるべきであり、単体ではモデル化の対象としない。

以上のように、体積変化は、炭素鋼配管等の特定の部位に有意に発現する経年劣化事象であるが、経年劣化の顕著な機器をスクリーニングして、その機能を考慮した結果、システム安全における機能喪失リスクの経年変化に有意な影響を与える安全機能と機器の組合せは、現在のところ抽出されていない。

(ロ) き裂

き裂の進展は、引張応力に対する構造強度を低下させる。また、貫通き裂を形成することにより圧力バウンダリを喪失させ、「閉じ込め」機能や「冷却」機能に影響を与える。原子炉圧力容器のような大型の構造物においては、有意な初期き裂を仮定し、供用中に稀におこる可能性のある事象によってき裂がどの程度進展するかを評価する。原子炉圧力バウンダリを構成する機器や、その支持構造物等では、起動停止に伴う低サイクル疲労が徐々に蓄積する事から、累積疲労損傷量による管理が行われている。配管系や炉内構造物においては、疲労や応力腐食割れ等の経年劣化により、き裂が発生し、進展することを考慮する必要がある。また、基準地震動を大きく超える地震動が長時間継続した場合、繰り返し応力が加わることにより、配管系に疲労き裂が発生、進展する可能性がある。

き裂の発生、進展による静的機器の破損による機能喪失リスクを推定するためには、このリスクを考慮すべき安全機能をスクリーニングした上で、まず、「評価用のき裂長さ」を決定する必要がある。次いで、設計基準を大幅に超える事象、具体的には「基準地震動を大きく超える繰り返し応力によるき裂の形成、進展」、「極限荷重を上回る荷重の印加による破壊」をモデル化する必要がある。

応力腐食割れは、構造強度を十二分に下回る引張応力を受ける接液状態のステンレス鋼およびニッケル基合金において、き裂が発生、進展する事象である。応力腐食割れを誘起する因子は多岐にわたっている。発生条件や緩和方法について多くの知見が得られているものの、応力腐食割れに関する汎用性の高い予測法は存在しておらず、個別の機器や環境に合わせた管理基準が設けられている。したがって、未検査部位における仮想き裂の想定に当たっては、個別に機器、構造物毎に経験式を設定する必要がある。応力腐食割れによる機能喪失リスクを考慮すべき安全機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉冷却材の内蔵、放射性物質の貯蔵、安全弁及び逃し弁の吹き止まり、原子炉冷却材の保持、等の「閉じ込め」機能、および炉心形状の維持、通常時炉心冷却、原子炉冷却材の補給、等の「冷却」機能、並びに原子炉の緊急停止、未臨界維持、原子炉冷却材の循環、出力上昇の抑等の「制御」機能がある。とりわけ、炉心形状の維持に関連する炉内構造物と、原子炉冷却材の循環等に関係する再循環系配管では、応力腐食割れに対する条件が比較的厳しい状況にある。

疲労割れの中でも、発生個所や繰り返し応力の大きさが予測可能な低サイクル疲労は、累積疲労損傷量によって管理可能である。本事業の安全基盤研究の中では、累積疲労損傷量が1に満たない領域における微小き裂をモデル化することが検討されており、この成果は低サイクル疲労損傷のモデル化を可能にすると期待できる。具体的には、累積疲労損傷量が1を超えた場合に3 mm程度のサイズのき裂が発生したと仮定し、その後の進展を評価できる。一方、高サイクル熱疲労による疲労割れは、その発生場所や繰り返し応力の大きさを推定しにくいことから、一般的なモデル化は難しいと考えられる。BWRにおいて、高サイクル疲労による機能喪失を考慮すべき安全システムは、再循環系配管と関連する「原子

炉冷却材の循環」や、主蒸気系と関係する「通常時炉心冷却」である。

通常状態における割れの進展については、日本機械学会の維持規格^[4]等に従い、環境条件や応力条件に基づいて、進展速度を評価することができる。一方、事故の誘因事象（事故、地震動等）におけるき裂の進展は、単一の荷重によるものと、荷重の繰返しによるものについて検討する必要がある。き裂の存在に加えて、照射脆化や熱脆化などの特性変化が生じている場合、加圧熱衝撃等の単一の荷重によって、き裂が進展する可能性を評価する必要がある。脆性破壊の可能性がない材料においても、基準地震動の数倍の応力が繰返し印加されることにより疲労き裂が進展して破断にいたる可能性があることから^[2]、疲労き裂の進展による機能喪失リスクを評価できる。

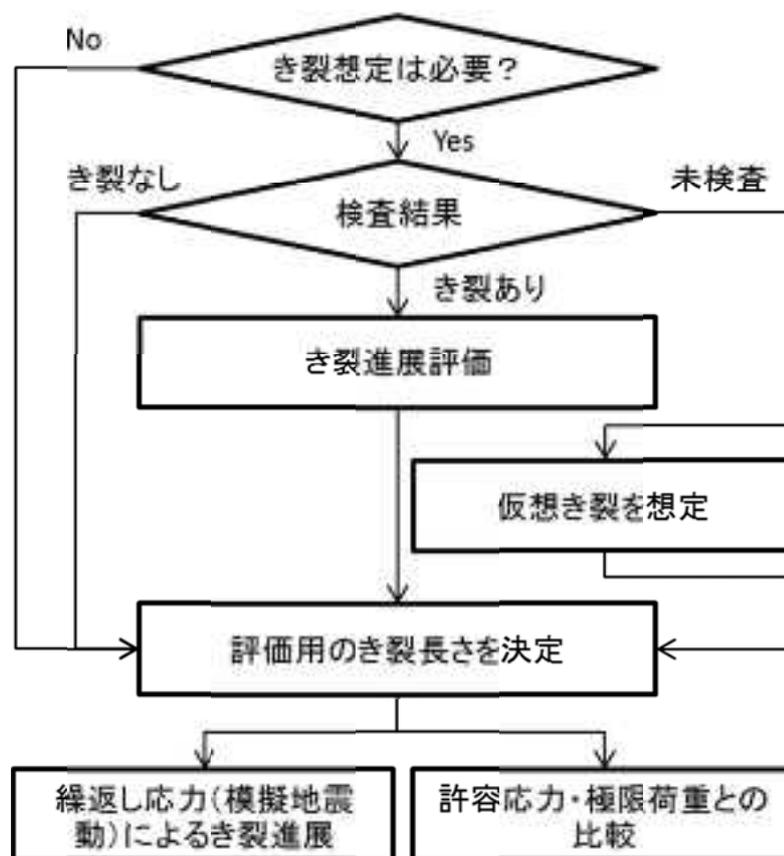


図 2.1.3-7 き裂を有する可能性のある静的機器、構築物のリスク評価フロー

(ハ) 靱性低下

供用期間中の環境影響による材料特性の変化は、き裂の進展や破断等に対する安全裕度を減少させることにより、機能喪失リスクを高めることにつながる。ほとんどの特性変化は、特定の環境に曝される特定の材料に発現することから、個別に経年劣化モデルを構築することが良い。

照射脆化は、供用期間中に放射線に晒される金属材料において、破壊靱性が低下する事象である。原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化については、電気協会規格において、鋼材の化学組成と照射環境を勘案しつつ、脆化を評価するための相関式が策定されている^[5]。原子炉内のステンレス製構造物についても、(原子炉圧力容器と比して小さいものの)照射脆化の影響が生じる。関連する安全機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリ、および炉心形状の維持である。

二相ステンレス鋼は熱時効に晒されることにより、スピノーダル分解が進捗し、破壊靱性が低下することが知られている。BWR では、再循環ポンプのケーシングや燃料指示金具に使われているが、それぞれの安全機能の重要度はそれほど高くない。一方、PWR では一次冷却材管等に使用されており、複数の安全機能に影響を与える可能性がある。

特性変化の評価においては、まず破壊靱性値等の変化を仮定した上で、その数値を使ってき裂進展のリスク評価を実施することになる。

(b) 経年変化モデルの具体化に向けた検討

静的機器や構築物からなる安全システムの機能喪失確率を算出するためには、以下の要素が必要である。

- (1) 考慮すべき誘因事象（地震動など）と、その発生確率
- (2) 誘因事象によって静的機器や構築物への加えられる応力、及びひずみの最大値と繰返し数
- (3) 静的機器や構築物における実際の耐力、累積疲労損傷量、破壊靱性等
- (4) 静的機器や構築物における強度評価と疲労評価

誘因事象の発生確率：静的機器に対して考慮すべき主たる誘因事象は、地震動である。地震動の発生確率のモデル化については、地震 PRA において実績がある。例えば、図にしめるような解放基盤表面における地震動レベルを定義して、地震の発生確率をモデル化している。一方、本研究では、経年劣化の影響を考慮するために複数の破壊モードを考慮しており、最大加速度だけでなく繰返し回数等も重要なファクターとなる。

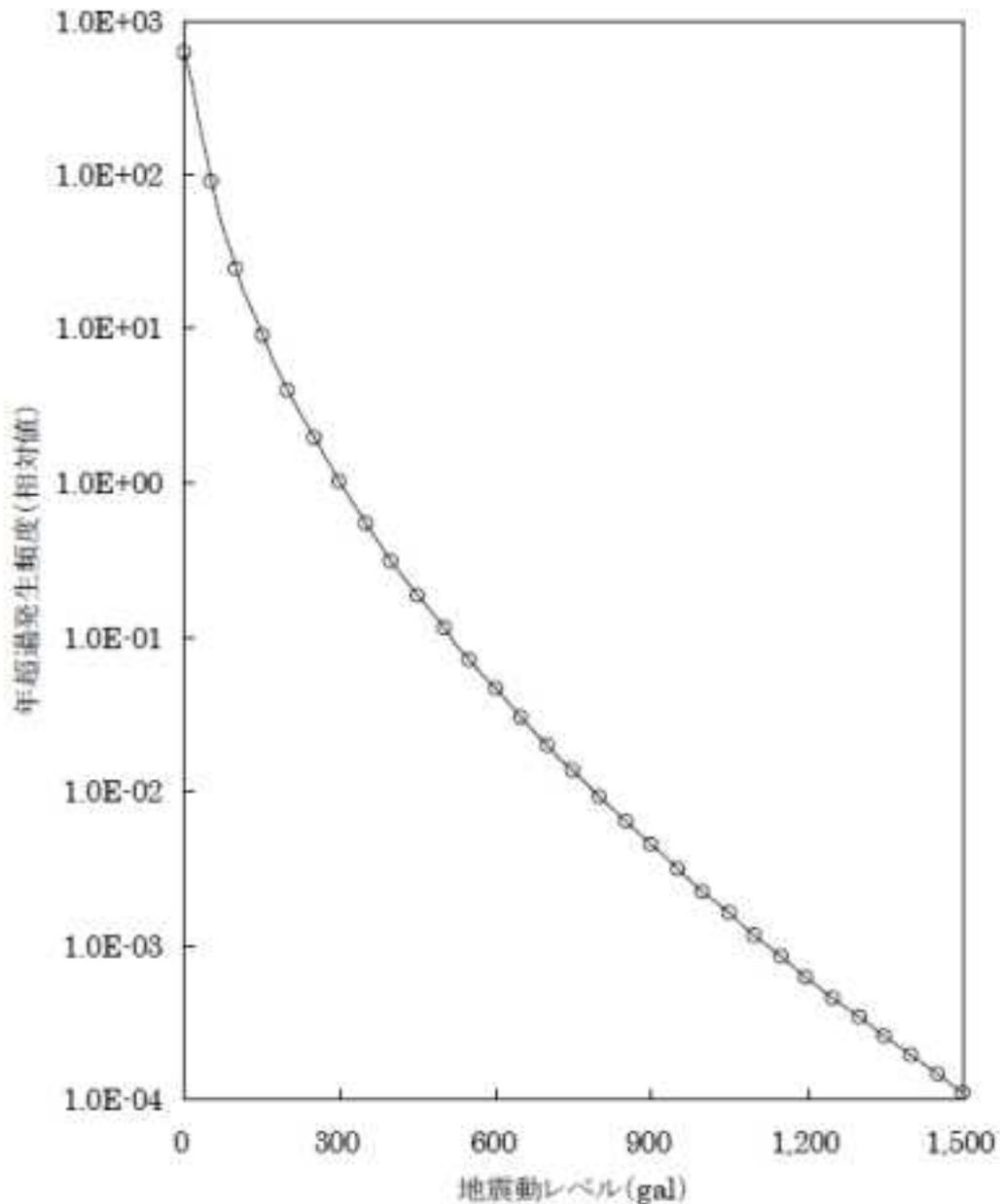


図 2.1.3-8 解放基盤表面における地震動レベルと、その発生確率の例^[6]

静的機器、構築物への影響：地震 PRA では、機器等が受ける加速度と解放基盤方面における地震動との比を、機器応答データと呼び、これに基づいて機器が受ける最大加速度を計算している。(代わりに、せん断ひずみや変形応力との変換定数を与えることもできる) 機器応答データは対数正規分布で表されており、地震動レベルごとの中央値および二つの対数標準偏差によって構成される。機器応答データは、機器の種類や設置位置によって異なっている。この定式化は、本研究でもそのまま活用できる。ただし、機器応答データを自前で作成するには、プラント固有の機器レイアウトを知る必要があり、保全指標検討会と

して実施するにはハードルが高い。

実際の耐力等の評価：地震 PRA では、機器等の種類毎に、耐力等の中心値、および二つの標準偏差を定義している。そして、耐力等と地震動に対する機器応答を比較して、故障確率を算出している。配管については、地震時に最大の応答を受ける部位を評価対象とし、システム毎に耐力を定義している。本研究では、経年劣化を考慮すべき機器等については、機器毎ではなく個別に耐力等を設定する必要がある。また、機器応答と耐力等との比較について、数種類の破壊モードを考慮し、強度、き裂長さ、靱性、疲労限界等の複数のパラメータを考慮する必要がある。加えて、これらの標準偏差を考慮に入れる必要がある。

4) 保全指標試計算用 Excel シート

図 2.1.3-3 に示した通常運転時の保全指標評価フローに従い保全指標を試計算するための Microsoft Excel シート群を作成した。

(a) 要素の分類

図 2.1.3-9 に示す“設定”シートでは、まず平成 24 年度までの検討に基づき、保全指標値（機能喪失確率）試計算の対象とする安全上重要なシステムから、それを構成する機器、および各機器の故障原因までを展開して分類する。その後前項に基づき、分類された各機器の各故障原因ごとに故障率および保全活動（CBM、分解点検などの有無やその間隔等）を設定する。

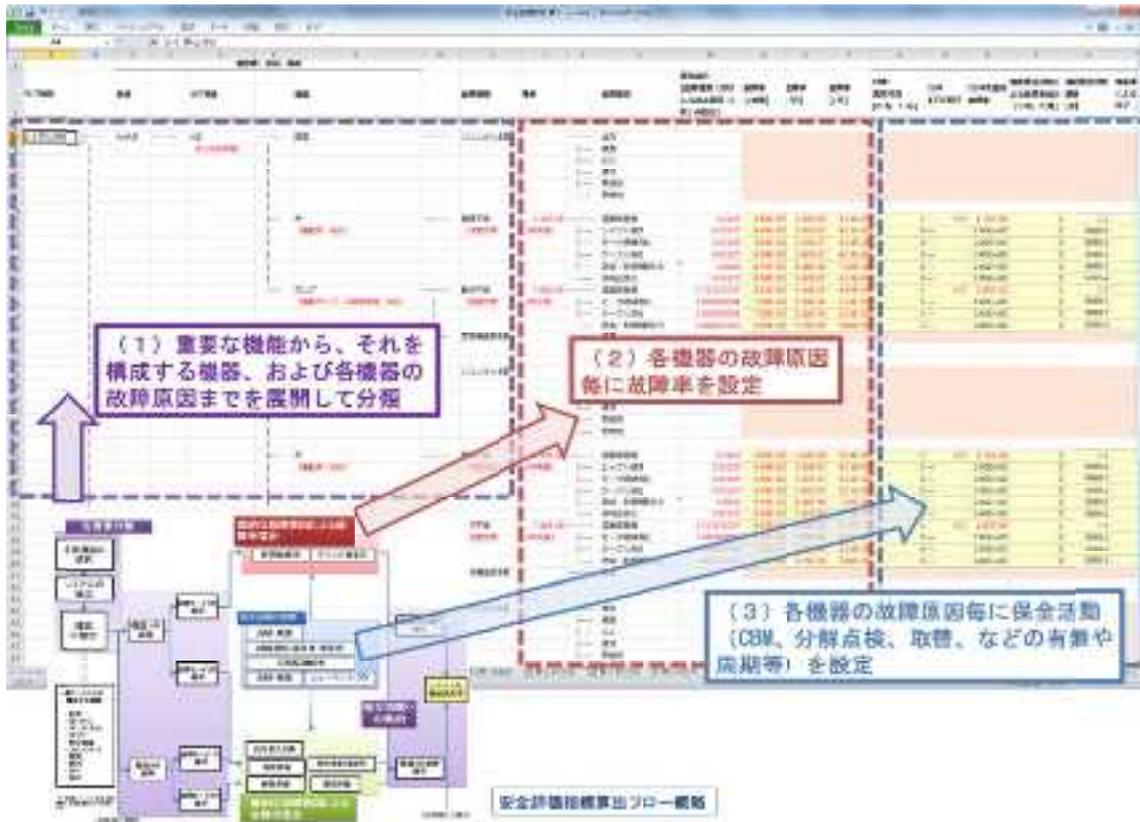


図 2.1.3-9 保全指標試計算用 Excel シート群画面例：要素の分類

(b) 要因別故障率の算出

図 2.1.3-10 の“計算”シートでは、設定された故障率と保全活動に基づき、個々の重要機器の故障確率の時刻歴を算出する。 X を故障時間（使用を開始してから故障するまでの時間）として、所望の故障時間分布（時刻 x までに機器が故障する確率） $F(x) = Pr\{X \leq x\}$ は次式で与えられる。

$$F(x) = 1 - \exp\{-\Lambda(x)\} \quad (2.1.3-1)$$

$$\Lambda(x) = \int_0^x \lambda(t) dt \quad (2.1.3-2)$$

ここで、 $\Lambda(x)$ は累積故障率、 $\lambda(x)$ は瞬間故障率である。

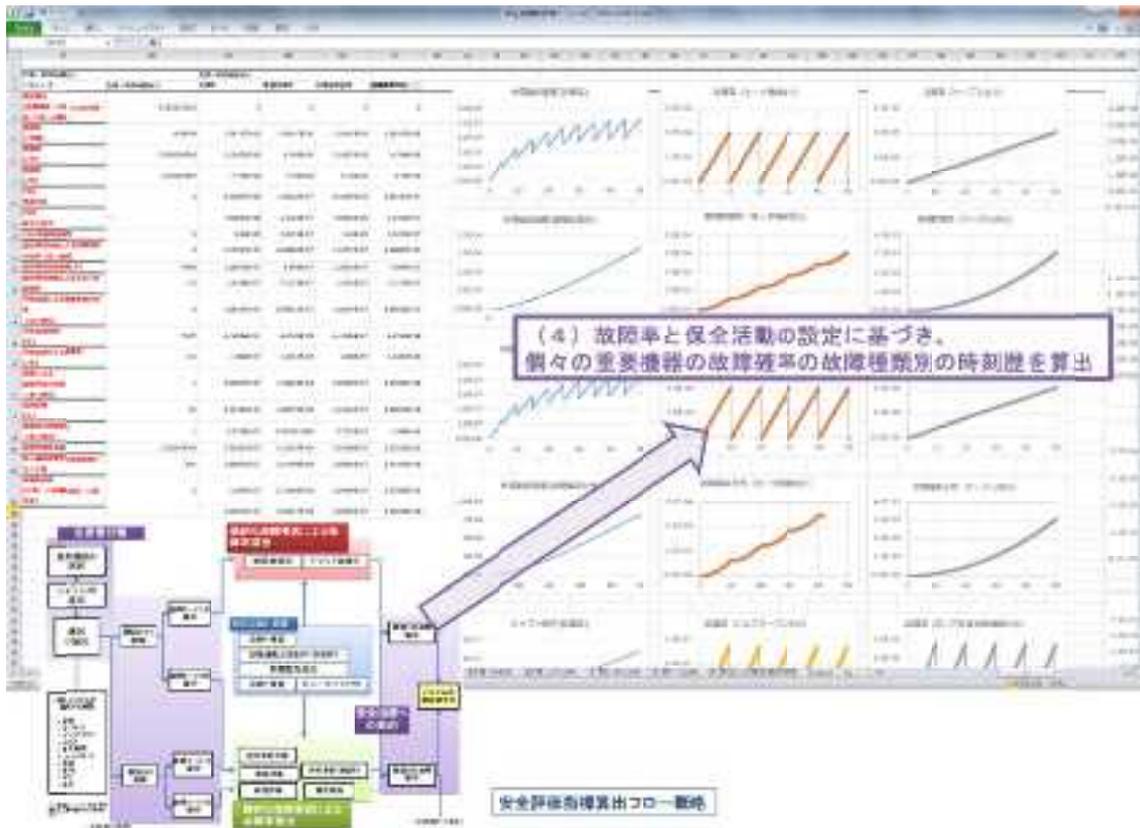


図 2.1.3-10 保全指標試計算用 Excel シート群画面例：要因別故障率の算出

(c) 指標への集約

算出された個々の重要機器の故障原因別故障確率から、故障モード別故障確率、各機器の故障確率、各システムの機能喪失確率へと評価値を集約・統合していき、最終的に注目する重要なシステムの機能喪失確率を評価する（図 2.1.3-11）。

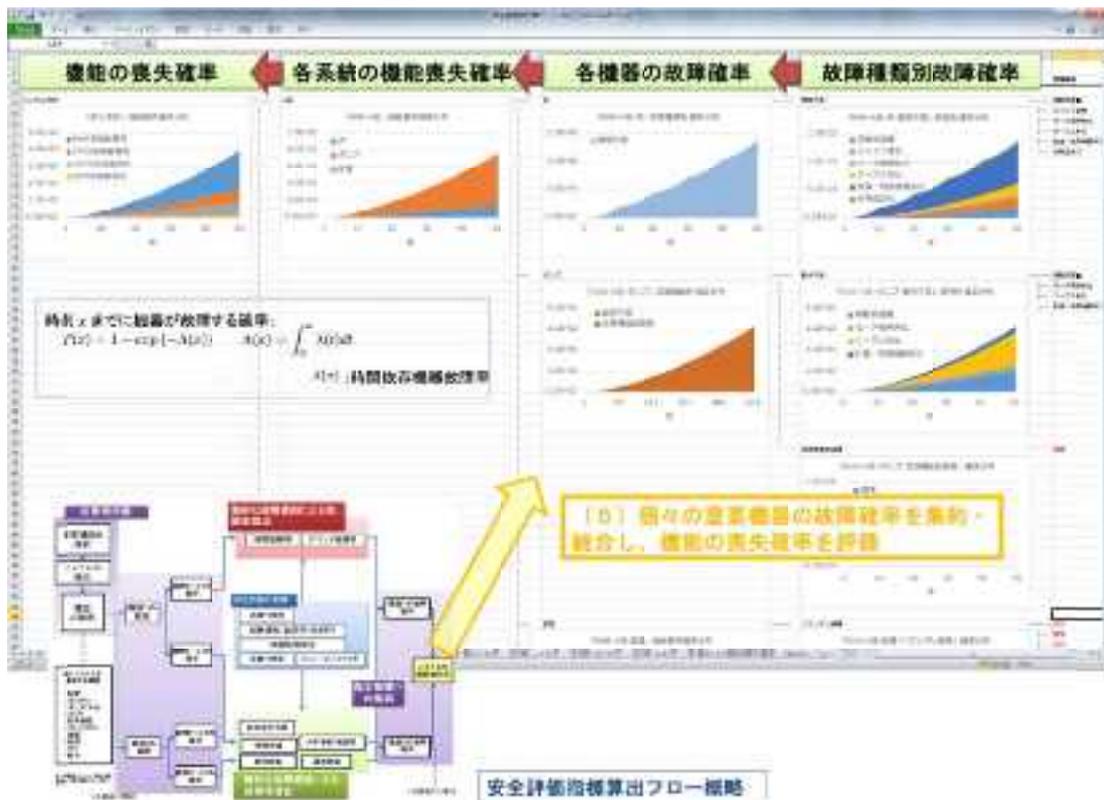


図 2.1.3-11 保全指標試計算用 Excel シート群画面例：指標への集約

5) 保全指標試計算の例

(a) 対象機能

保全指標試計算用 Excel シート群を用いて、「炉心冷却」機能を対象に保全指標の試計算を実施した。本試評価で対象としたフォールトツリーを図 2.1.3-12 に示す。本試評価では、RHR 系（低圧注水モード）、LPCS 系、HPCS 系、ADS 系のいずれの系統が機能喪失しても「炉心冷却」機能が喪失したと考える。また、各系統はそれを構成するいずれの機器が故障しても機能喪失したと考えるものとする。なお、ここでの計算過程には配管等の静的故障は含めていない。

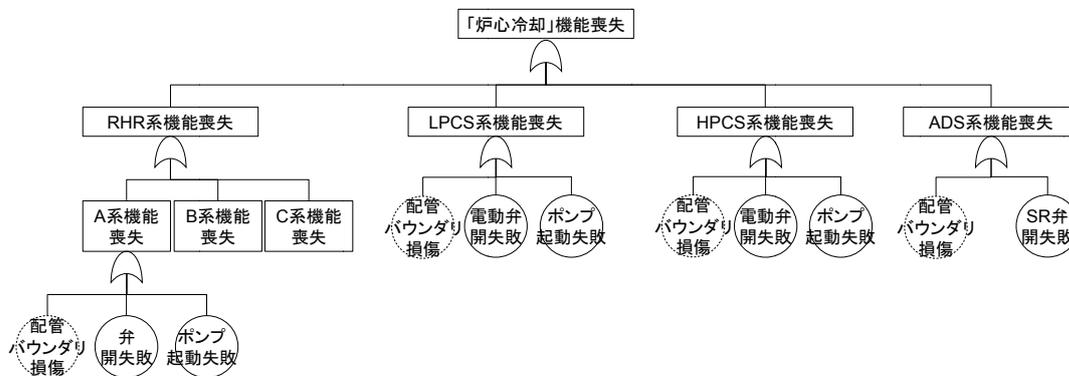


図 2.1.3-12 本試評価で対象とするフォールトツリー

(b) 保全活動の設定と各機器別原因別故障率の時間変化

機器故障率データベースとして、原子力安全推進協会（2013年6月、“故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定”、1982年度～2007年度26カ年55基データ）を用い、原因別故障率および保全活動を、表2.1.3-9、表2.1.3-10の通り設定した。得られる故障原因別故障率の時間変化を図2.1.3-13に示す。電動弁においては“計装・制御機器劣化”を原因とする故障（開閉不良）が、電動ポンプにおいては“ケーブル劣化”を原因とする故障（動作不良）がそれぞれ支配的であることが見てとれる。

表 2.1.3-9 電動弁における原因別故障率および保全活動の設定

電動弁	故障率 [1/h]	故障原因	原因別故障率 [1/h]	保全活動			
				機能確認試験間隔	CBM適否	分解点検間隔	取替間隔
開閉不良 (開失敗)	1.50E-08	摺動部固着	4.69E-09	1ヶ月	○ ($\lambda=0.5*\lambda$)	5年	---
		シャフト疲労	4.69E-10	---	---	---	---
		モータ絶縁劣化	4.69E-10	---	---	---	10年
		ケーブル劣化	4.69E-10	---	---	---	---
		計装・制御機器劣化	8.44E-09	---	---	---	10年
		消耗品劣化	4.69E-10	---	---	---	10年

表 2.1.3-10 電動ポンプにおける原因別故障率および保全活動の設定

電動ポンプ	故障率 [1/h]	故障原因	原因別故障率 [1/h]	保全活動			
				機能確認試験間隔	CBM適否	分解点検間隔	取替間隔
動作不良 (起動失敗)	7.80E-08	摺動部固着	5.67E-08	1ヶ月	○ ($\lambda=0.5*\lambda$)	5年	---
		モータ絶縁劣化	7.09E-09	---	---	---	10年
		ケーブル劣化	7.09E-09	---	---	---	---
		計装・制御機器劣化	6.50E-09	---	---	---	10年

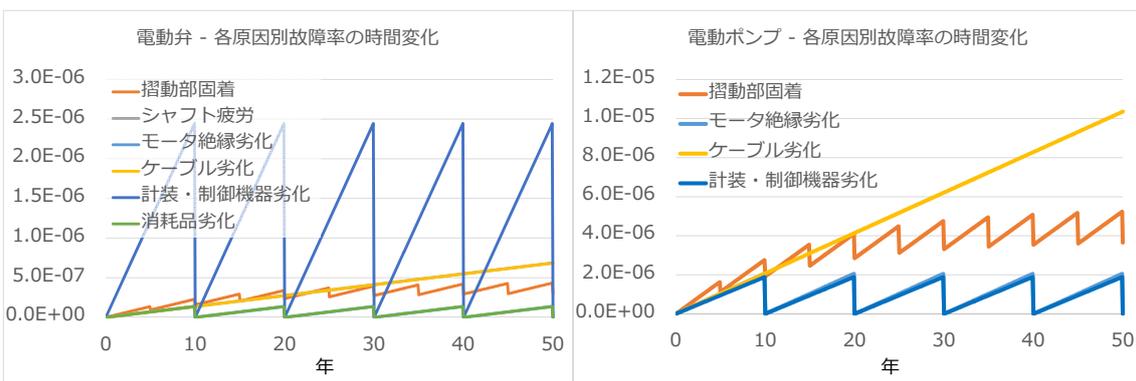


図 2.1.3-13 原因別故障率の時間変化：(左) 電動弁、(右) 電動ポンプ

(c) 機器故障確率および機能喪失確率の試評価結果

電動弁および電動ポンプの故障原因別故障確率分布を図2.1.3-14に示す。図2.1.3-13

に示した故障原因別故障率の時間変化における傾向が反映され、電動弁においては“計測・制御機器劣化”の寄与が、電動ポンプにおいては“ケーブル劣化”の寄与がそれぞれ大きくなっている。また、系統として RHR-A 系の機能喪失確率に着目すれば（図 2.1.3-15）、電動弁と比較して電動ポンプの寄与が支配的であることが分かる。最終的な「炉心冷却」機能の喪失確率を見ると（図 2.1.3-16）、本試計算の仮定・条件下では RHR 系の機能喪失の寄与が大きい。

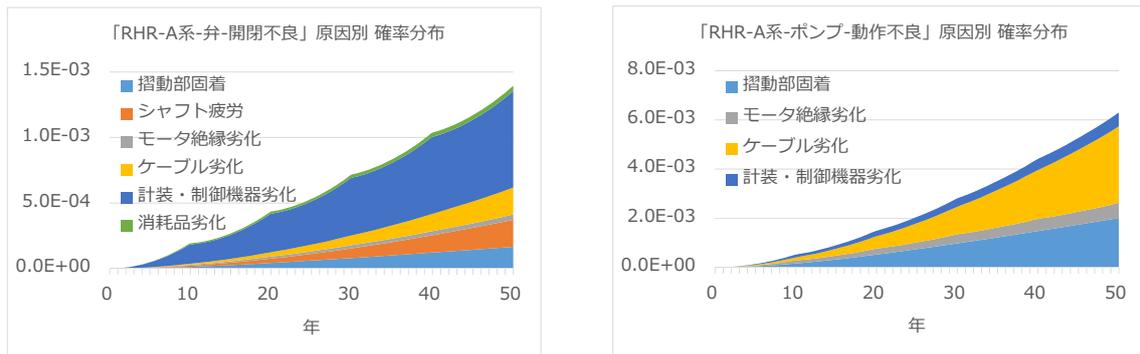


図 2.1.3-14 各機器の故障確率：（左）電動弁、（右）電動ポンプ

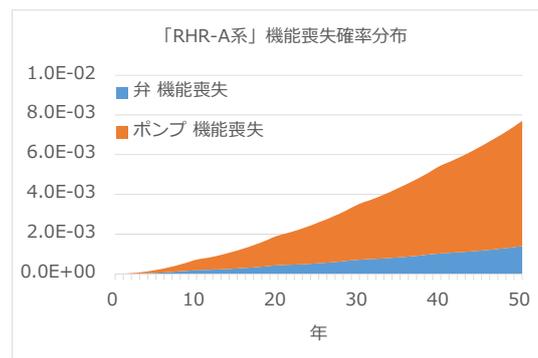


図 2.1.3-15 各系統の機能喪失確率：RHR 系（A 系）

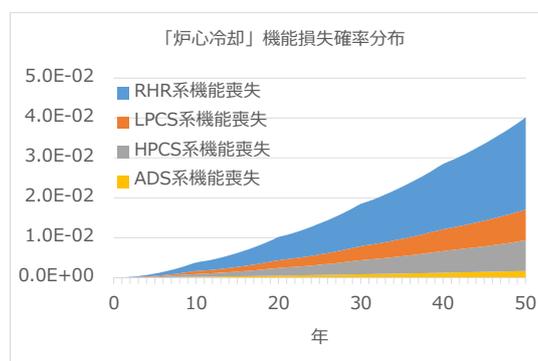


図 2.1.3-16 「炉心冷却」機能の喪失確率

6) 保全計画変更に対する感度評価の例：分解点検間隔の変更

ここでは保全計画の変更に対する重要システム機能喪失確率の感度評価の例として、前項同様「炉心冷却」機能を対象に、機器の分解点検間隔を変更した場合の評価例を示す。前項の図 2.1.3-2.1.3-9 で示された通り、RHR 系機能喪失における電動弁の寄与度は小さい。さらに、図 2.1.3-2.1.3-8 より、電動弁の故障原因における摺動部固着の寄与度は低い。ゆえに、摺動部固着による故障率を低減させる保全活動である弁の分解点検の間隔を変更しても「炉心冷却」機能喪失確率に与える影響は小さいという見通しが立つ。

そこで分解点検間隔変更のケース①として、電動弁の分解点検間隔を5年から10年へと2倍に変更することを考える。間隔変更による各原因別故障率の時間変化への影響（間隔変更前後での各原因別故障率の時間変化）を図 2.1.3-17（左）に示す。前述の通り、弁に対する保全活動“分解点検”の変更により影響を受ける（故障率が低減される）故障原因は“摺動部固着”であるため、“摺動部固着”による機器故障率のみが間隔変更の影響を受けていることが分かる。図 2.1.3-11（右）は、分解点検間隔変更前後でそれぞれ評価された「炉心冷却」機能喪失確率の相対変化を示している。50年時点までに「炉心冷却」機能を喪失する確率は、分解点検間隔変更前のとき 0.0401、変更後のとき 0.0405 であり、変更前後での相対変化は～+1%であった。

次に、比較対象として分解点検間隔変更のケース②として、電動ポンプの分解点検間隔を5年から10年へと2倍に変更することを考える。間隔変更による各原因別故障率の時間変化への影響（間隔変更前後での各原因別故障率の時間変化）を図 2.1.3-18（左）に示す。図 2.1.3-18（右）は、分解点検間隔変更前後でそれぞれ評価された「炉心冷却」機能喪失確率の相対変化を示している。50年時点までに「炉心冷却」機能を喪失する確率は、分解点検間隔変更前のとき 0.0401、変更後のとき 0.0452 であり、変更前後での相対変化は～+13%であった。

上記の例の通り、重要システム機能喪失確率への各機器の寄与度の違いから同じ分解点検間隔の延長でも機能喪失への影響に差異が生じ得るため、保全指標を用い仮想的に保全活動を変更してシステムの機能信頼性を変更前後で定量的に比較することは保全活動の適性を判定するうえで有用である。

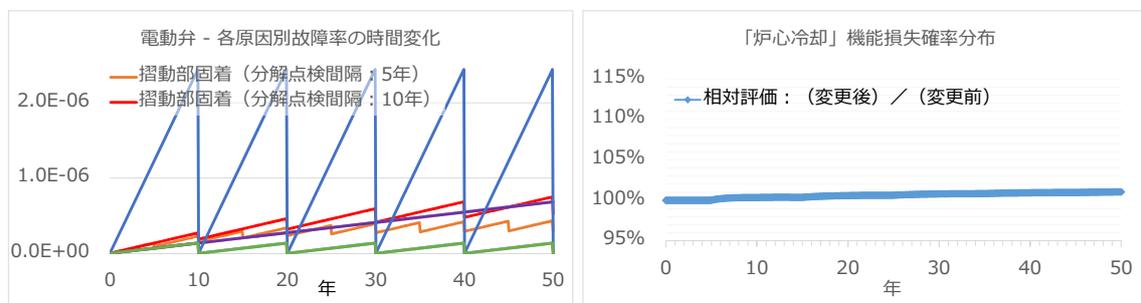


図 2.1.3-17 ケース①電動弁の分解点検間隔を2倍に変更：

(左) 故障率の時間変化への影響、(右) 変更前後の「炉心冷却」機能喪失確率の相対変化

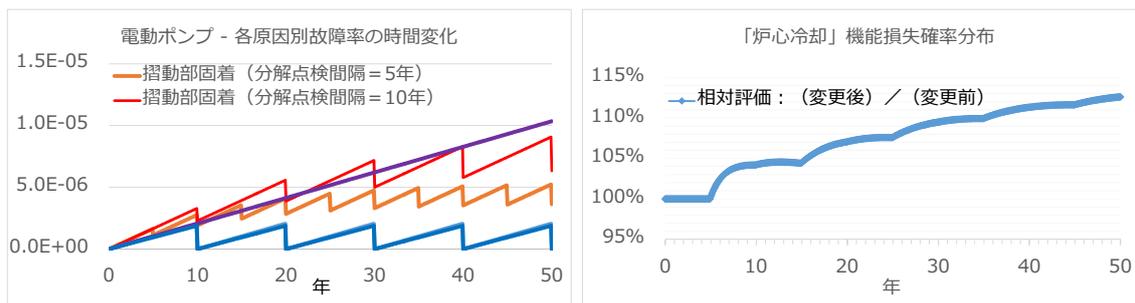


図 2.1.3-18 ケース②電動ポンプの分解点検間隔を 2 倍に変更：

(左) 故障率の時間変化への影響、(右) 変更前後の「炉心冷却」機能喪失確率の相対変化

(6) 事故時のための保全指標の評価手法の開発 (深層防護第 4 層)

1) 事故時のための保全指標の策定手法の提案

事故時のための保全指標では、様々な事故シナリオを対象にするマネジメントによる対策シナリオを展開してその評価を行うことが必要であるが、まずは新規規制基準の審査ガイドにおける事故シナリオを対象とし、マネジメントシナリオを展開した。

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」では、様々な事故シナリオと対策例を提示し、それらに対する対応策の策定を求めている。そこでまず、これらの対応策のモデル化の検討を行った。具体的にはまず、各々の事故シナリオについてマネジメントシナリオを検討し、マネジメントの各対応の成功確率とかかる時間を評価して、各対応の成功による事故収束確率としてマネジメント能力に対する信頼性を評価することを検討した。

また、その際の評価の観点として、深層防護の独立性と前段否定を考慮して第 4 層設備での対応可能とする一方、実際の対応には生き残った設備などをマネジメントでフル活用できることとした。

マネジメントシナリオを検討する際、マネジメントは大きく機械による対応と人・組織による対応に分けた。さらにその対応の成功確率を考慮することで、PRA のように各シナリオにおける事象の収束・失敗確率を評価するとともに、対応にかかる時間も考慮することで事象の収束に至るまでの時間も評価することを提案している。これにより、事象収束のタイムリミットを超えた収束シナリオについては、成功確率を失敗確率とみなすことが出来る (図 2.1.3-19)。

事故時のための保全指標の評価手法の開発(深層防護第4層)

事故時のための保全指標の策定手法の提案

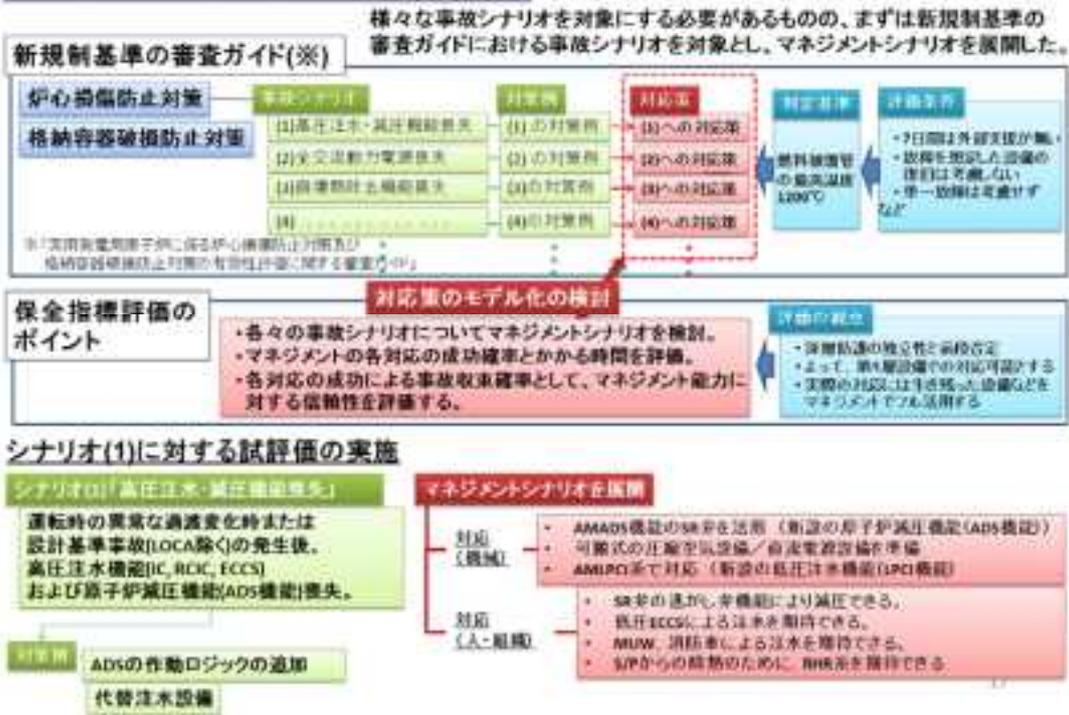


図 2. 1. 3-19 事故時のための保全指標の策定手法の提案

2) 深層防護の階層構造による機能分類表と新規制基準により新設された第4層設備

図 2. 1. 3-20 は、4つの重要機能を深層防護で分類したものである。緑の枠内は新規制基準で新たに設置された第4層設備である。

本研究での検討で、第2層～3層の機能が機能喪失を考慮した場合に新規制基準で設置されたこれらの第4層設備が代替システムと考えられる場合には、その第2層～3層の機能に「+4層」と記載している。また同様に、第4層設備による代替システムが存在せず、新設が必要と考えられる場合には、その第2層～3層の機能に「+追加」と記載した。

さらに、第2層のバウンダリ機能の1つである「原子炉冷却材圧力バウンダリンの過圧防止 (MS-1)」システムの、機能喪失時に代替となる第4層設備として、AMADS (AM時の原子炉減圧機能) を追加することを提案する。



図 2.1.3-20 新規制基準により新たに設置された深層防護第4層設備

3) 事故シナリオの例

原子力規制委員会の審査ガイド「原子炉損傷防止対策及び格納容器防止対策の有効性に係る標準評価手法」では、重大事故の兆候として最低限想定しなければならない事故シーケンスが指定されており、BWR では7つの事故シーケンス、PWR では8つの事故シーケンスがそれにあたり、以下に示す。

a) BWR

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流電源喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ LOCA 時注水機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

b) PWR

- ・ 2次系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 格納容器の除熱機能喪失

- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ ECCS 注水機能喪失
- ・ ECCS 再循環機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA，蒸気発生器伝熱管破損）

以下では、このうち「高圧注水・減圧機能喪失」と「全交流電源喪失」のシナリオを対象に、マネジメントシナリオを展開した。作成したマネジメントシナリオを図 2.1.3-21 および図 2.1.3-2.1.3-16 に示す。ここでは、第3層設備と同じ機能を有する自立した有効な設備が必要という厳しい条件を考えて、AM用のADSを追加することを併せて提案している。

図中に示すように、

次年度以降、このように構築したマネジメントシナリオに基づき、事故時の保全指標策定に関する整備と指標化を実施する予定である。



図 2.1.3-21 事故シナリオ「高圧注水・減圧機能喪失」のマネジメントフロー案



図 2.1.3-22 事故シナリオ「全交流動力電源喪失（原子炉への冷却水注入）」のマネジメントフロー案

(7) 平成 25 年度の研究成果とまとめ

以下に平成 25 年度に実施した研究の成果を記す。

①通常運転時の保全指標策定手法の整備と試評価

- ・ 国内外の機器故障率データ調査と整理を行った。
- ・ 動的故障モデルと静的故障モデルに基づき、保全活動による影響を評価することで、保全指標を評価する手法を開発した。
- ・ 例として ECCS 系を対象に保全指標の試評価を行い、保全指標によりプラントのシステム安全の機能信頼性が評価できることを示した。

②事故時のための保全指標策定手法の提案

- ・ 規制庁による審査ガイドに基づきマネジメントシナリオを展開した。
- ・ マネジメントを構成する対策の成功確率とかかる時間を考慮することで、収束確率としてマネジメント能力を評価する手法を提案した。
- ・ 「高圧注水・減圧機能喪失」シナリオを対象に、本手法により第 4 層設備の有効性の評価が行えることを示した。

(8) 今後の課題

今年度の成果を踏まえ、今後の課題は下記の 3 つと考える。

- ・ 通常運転時の保全指標策定手法の詳細化とさらなる試評価 (H26～27年度)

- ・ 事故時の保全指標策定手法の整備と試評価（H26～28年度）
- ・ 実用化に向けた課題の抽出（H26～28年度）

参考文献：

- [1] 日本機械学会、「発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格」JSME S CA1-2005
- [2] 原子力発電技術機構、「平成14年度原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告」
- [3] 大畑仁史（日本原子力発電）ほか、「原子力発電所機器設置用基礎ボルトの腐食量調査結果」、材料と環境 2002（腐食防食協会）、2002年5月、川崎市
- [4] 日本機械学会、「発電用原子力設備規格 維持規格」JSME S NA1-2012,
- [5] 日本電気協会、「原子炉構造材の監視試験方法」JEAC 4201-2007（2011追補版）
- [6] 原子力安全基盤機構、「平成20年度 JNESの地震PSA手法の品質ガイドライン等への適合性の検討に関する報告書」

添付資料

添付資料②-1 評価対象機器及び故障モード一覧

機器	時間故障モード				デマンド故障モード					
	故障モード	データ(1)	データ(2)	データ(3)	データ(4)	故障モード	データ(1)	データ(2)	データ(3)	データ(4)
非常用ディーゼル発電機	起動失敗	○	○	○	○	起動失敗	○	○	○	○
	継続運転失敗	○			○					
電動ポンプ(非常用待機、純水)*1	起動失敗	○	○	○	○	起動失敗	○	○	○	○
	継続運転失敗	○	○	○	○					
(常用運転、純水)*1	起動失敗				○					
	継続運転失敗				○					
電動ポンプ(非常用待機、海水)	起動失敗				○					
	継続運転失敗				○					
(常用運転、海水)	起動失敗				○					
	継続運転失敗				○					
タービン駆動ポンプ	起動失敗	○	○	○	○	起動失敗	○	○	○	○
	継続運転失敗	○	○	○	○					
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗	○	○	○	○	起動失敗	○	○	○	○
	継続運転失敗	○			○					
電動弁(純水)*1	作動失敗	○	○	○	○	開失敗	○	○	○	○
	誤開又は誤閉	○	○	○	○	閉失敗	○	○	○	○
	閉塞	○	○	○	○					
	外部リーク	○	○	○	○					
	内部リーク	○	○	○	○					
電動弁(海水)	作動失敗				○					
	誤開又は誤閉				○					
	閉塞				○					
	外部リーク				○					
	内部リーク				○					
空気作動弁	作動失敗	○	○	○	○	開失敗	○	○	○	○
	誤開又は誤閉	○	○	○	○	閉失敗	○	○	○	○
	閉塞	○	○	○	○					
	外部リーク	○	○	○	○					
	内部リーク	○	○	○	○					
油圧作動弁	作動失敗	○	○	○	○	開失敗	○	○	○	○
	誤開又は誤閉	○	○	○	○	閉失敗	○	○	○	○
	閉塞	○	○	○	○					
	外部リーク	○	○	○	○					
	内部リーク	○	○	○	○					
逆止弁	開失敗	○	○	○	○	開失敗	○	○	○	○
	閉失敗	○	○	○	○	閉失敗	○	○	○	○
	外部リーク	○	○	○	○					
	内部リーク	○	○	○	○					
手動弁	開閉失敗	○	○	○	○	開失敗	○	○	○	○
	閉塞	○	○	○	○	閉失敗	○	○	○	○
	外部リーク	○	○	○	○					
	内部リーク	○	○	○	○					
安全弁	開失敗	○	○	○	○	開失敗	○	○	○	○
	閉(吹止まり)失敗	○	○	○	○	閉失敗	○	○	○	○
	誤開	○	○	○	○					
	外部リーク	○	○	○	○					
	内部リーク	○	○	○	○					
逃し安全弁(BWRのみ)	開失敗	○	○	○	○	開失敗	○	○	○	○
	閉(吹止まり)失敗	○	○	○	○	閉失敗	○	○	○	○
	誤開	○	○	○	○					
	外部リーク	○	○	○	○					
	内部リーク	○	○	○	○					
真空逃し弁(PWRのみ)	作動失敗	○	○	○	○	—				
電磁弁	作動失敗	○	○	○	○	開閉失敗	○	○	○	○
	誤開又は誤閉	○	○	○	○					
	閉塞	○	○	○	○					
	外部リーク	○	○	○	○					
	内部リーク	○	○	○	○					
ファン/ブロワー	起動失敗	○	○	○	○	起動失敗	○	○	○	○
	継続運転失敗	○	○	○	○					
	継続運転失敗(異常時)	○			○					
ダンパー	作動失敗	○	○	○	○	開失敗	○	○	○	○
	誤開又は誤閉	○	○	○	○	閉失敗	○	○	○	○
	閉塞	○	○	○	○					
	外部リーク	○	○	○	○					
	内部リーク	○	○	○	○					

熱交換器	伝熱管破損	○	○	○	○	—				
	外部リーク	○	○	○	○					
	伝熱管閉塞	○	○	○	○					
タンク	破損	○	○	○	○	—				
	閉塞	○	○	○	○					
オリフィス	外部リーク	○	○	○	○	—				
	破損	○	○	○	○					
	閉塞	○	○	○	○					
ストレーナ/フィルタ(純水等)	外部リーク	○	○	○	○	—				
	内部破損	○	○	○	○					
	閉塞	○	○	○	○					
ストレーナ/フィルタ(海水)	外部リーク	○	○	○	○	—				
	破損	○	○	○	○					
	閉塞	○	○	○	○					
制御棒駆動機構(BWR)	挿入失敗	○	○	○	○	—				
制御棒駆動機構(PWR)	挿入失敗	○	○	○	○	—				
MGセット(PLR)	機能喪失	○	○	○	○	—				
MGセット(RPS,CRDM)	機能喪失	○	○	○	○	—				
インバータ(PLR)	機能喪失	○	○	○	○	—				
インバータ(バイタル)	機能喪失	○	○	○	○	—				
遮断器	作動失敗	○	○	○	○	開失敗	○	○	○	○
	誤開	○	○	○	○	閉失敗	○	○	○	○
	誤閉	○	○	○	○					
変圧器	機能喪失	○	○	○	○	—				
蓄電池	機能喪失	○	○	○	○	—				
充電器	機能喪失	○	○	○	○	—				
母線	機能喪失	○	○	○	○	—				
制御ケーブル	短絡	○	○	○	○	—				
	地絡	○	○	○	○					
	断線	○	○	○	○					
配管(3インチ未満)	リーク	○	○	○	○	—				
	閉塞	○	○	○	○					
配管(3インチ以上)	リーク	○	○	○	○	—				
	閉塞	○	○	○	○					
リレー	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
遅延リレー	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
演算器	不動作	○	○	○	○	—				
	高出力/低出力	○	○	○	○					
カード(半導体ロジック回路)	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
警報設定器	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
ヒューズ	誤断線	○	○	○	○	—				
流量トランスミッタ	不動作	○	○	○	○	—				
	高出力/低出力	○	○	○	○					
圧カトランスミッタ	不動作	○	○	○	○	—				
	高出力/低出力	○	○	○	○					
水位トランスミッタ	不動作	○	○	○	○	—				
	高出力/低出力	○	○	○	○					
温度検出器	不動作	○	○	○	○	—				
	高出力/低出力	○	○	○	○					
放射線検出器	不動作	○	○	○	○	—				
	高出力/低出力	○	○	○	○					
流量スイッチ	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
圧カスイッチ	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
水位スイッチ	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
温度スイッチ	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
リミットスイッチ	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
手動スイッチ	不動作	○	○	○	○	—				
	誤動作	○	○	○	○					
コントローラ	不動作	○	○	○	○	—				
	高出力/低出力	○	○	○	○					
配線/電線	短絡	○			○					
	地絡	○			○					
	断線	○			○					
ヒータ	機能喪失	○			○					
アナシエータ	機能喪失	○			○					

添付資料②-2 国内機器故障率 (26ヶ年データ) 時間故障率

機器	故障モード	観測件数 (件)	延べ運転時 間(h)	古典統計			ベイズ統計(MCMC手法)							平均比 ^{*5}	EF ⁶ (近似)
				点推定値 ^{*1} (1/h)	90%信頼区間		EF ² (近似)	真の故障件数 推定値 ^{*3} (件)	平均値 (1/h)	5%点 (1/h)	中央値 (1/h)	95%点 (1/h)	EF ⁴ (近似)		
					下	上									
非常用予備用発電機	起動失敗	46	1.80E+07	2.80E-06	2.20E-06	3.60E-06	1.3	116.6	7.30E-06	2.30E-06	6.50E-06	1.50E-05	2.5	26.2%	19.7%
	継続運転失敗(24時間平均) ^{*7}								2.30E-04	1.30E-04	2.20E-04	3.90E-04	1.7		
	継続運転失敗(36時間平均) ^{*7}								1.90E-04	1.00E-04	1.80E-04	3.40E-04	1.8		
	継続運転失敗(72時間平均) ^{*7}								1.40E-04	6.80E-05	1.30E-04	2.70E-04	2		
電動ポンプ(非常用待機、純水)	起動失敗	4	8.00E+07	5.00E-08	1.70E-08	1.10E-07	2.6	10.6	2.20E-07	4.40E-09	7.80E-08	4.60E-07	10.2	44.0%	39.3%
	継続運転失敗	29	9.80E+07	3.00E-07	2.10E-07	4.00E-07	1.4	73.6	8.40E-07	5.80E-08	5.00E-07	2.40E-06	6.4	28.2%	46.5%
	起動失敗	2	4.70E+07	4.30E-08	7.60E-09	1.30E-07	4.2	5.7	1.90E-07	3.80E-09	6.30E-08	4.40E-07	10.7	45.1%	25.5%
	継続運転失敗	1	2.30E+07	4.40E-08	2.20E-09	2.10E-07	9.6	3.6	3.50E-07	1.00E-08	1.00E-07	7.20E-07	8.3	80.6%	8.6%
電動ポンプ(非常用待機、海水)	起動失敗	2	1.40E+07	1.40E-07	2.50E-08	4.40E-07	4.2	5.6	7.40E-07	1.00E-08	1.90E-07	1.40E-06	11.9	52.6%	28.3%
	継続運転失敗	1	3.60E+06	2.80E-07	1.40E-08	1.30E-06	9.6	2.9	7.80E-06	1.90E-09	2.10E-07	4.90E-06	51.3	281.0%	53.4%
	起動失敗	22	8.70E+06	2.50E-06	1.70E-06	3.60E-06	1.5	55.8	9.10E-06	2.90E-07	3.80E-06	2.20E-05	8.6	35.7%	59.4%
	継続運転失敗	10	1.00E+07	9.80E-07	5.30E-07	1.70E-06	1.8	25.4	2.90E-06	3.20E-07	2.00E-06	6.50E-06	4.5	29.6%	25.3%
タービン駆動ポンプ	起動失敗	3	1.70E+05	1.80E-05	4.90E-06	4.70E-05	3.1	8.9	5.40E-04	1.20E-05	4.20E-05	1.30E-04	3.4	29.8%	11.1%
	継続運転失敗 ^{*8}								1.10E-03				30	33.2%	100%
	作動失敗	25	1.20E+09	2.10E-08	1.50E-08	3.00E-08	1.4	64.8	1.20E-07	3.50E-10	1.50E-08	2.70E-07	27.6	54.1%	19.4%
	誤閉又は誤閉	0	1.20E+09	4.30E-10	2.00E-09	1.30E-09	13	1.8	3.10E-09	2.50E-10	1.40E-09	8.10E-09	5.7	71.6%	4.4%
ディーゼル駆動ポンプ	閉塞	2	1.20E+09	1.70E-09	3.00E-10	5.40E-09	4.2	5.7	8.30E-09	2.20E-10	2.70E-09	1.70E-08	8.9	48.6%	21.1%
	外部リーク	1	1.20E+09	8.50E-10	4.40E-11	4.00E-09	9.6	3.6	7.40E-09	2.30E-10	1.90E-09	1.20E-08	7.3	86.7%	7.6%
	内部リーク	2	1.20E+09	1.70E-09	3.00E-10	5.40E-09	4.2	5.7	7.70E-09	2.10E-10	2.70E-09	1.80E-08	9.2	45.3%	21.8%
	作動失敗	2	4.40E+07	4.50E-08	8.10E-09	1.40E-07	4.2	5.5	9.90E-07	1.00E-09	4.90E-08	5.00E-07	22.4	21.7%	53.1%
電動弁(海水)	誤閉又は誤閉	0	4.40E+07	1.10E-08	5.20E-08	1.10E-08	13	1.1	6.40E-08	1.50E-09	1.50E-08	1.50E-07	10.1	56.8%	7.8%
	閉塞	0	4.40E+07	1.10E-08	5.20E-08	1.10E-08	13	1.1	6.40E-08	1.50E-09	1.50E-08	1.50E-07	10.1	56.8%	7.8%
	外部リーク	0	4.40E+07	1.10E-08	5.20E-08	1.10E-08	13	1.1	6.40E-08	1.50E-09	1.50E-08	1.50E-07	10.1	56.8%	7.8%
	内部リーク	0	4.40E+07	1.10E-08	5.20E-08	1.10E-08	13	1.1	6.40E-08	1.50E-09	1.50E-08	1.50E-07	10.1	56.8%	7.8%
空気作動弁	作動失敗	21	6.30E+08	3.30E-08	2.20E-08	4.80E-08	1.5	53.4	9.10E-08	1.30E-08	7.00E-08	2.20E-07	4	27.5%	27.2%
	誤閉又は誤閉	3	6.30E+08	4.70E-09	1.30E-09	1.20E-08	3.1	8.7	3.00E-08	2.70E-10	5.80E-09	6.10E-08	15.2	63.8%	49.2%
	閉塞	1	6.30E+08	1.60E-09	8.10E-11	7.50E-09	9.6	3.9	1.00E-08	6.10E-10	4.40E-09	2.50E-08	6.4	65.7%	6.7%
	外部リーク	1	6.30E+08	1.60E-09	8.10E-11	7.50E-09	9.6	3.9	1.00E-08	6.10E-10	4.40E-09	2.50E-08	6.4	65.7%	6.7%
油圧作動弁	内部リーク	3	6.30E+08	4.70E-09	1.30E-09	1.20E-08	3.1	9.1	4.00E-08	1.80E-10	5.20E-09	8.00E-08	21.4	85.0%	69.4%
	作動失敗	15	1.30E+08	1.20E-07	7.30E-08	1.80E-07	1.6	38.4	4.70E-07	6.60E-09	1.60E-07	1.10E-06	12.9	39.9%	81.8%
	誤閉又は誤閉	3	1.30E+08	2.40E-08	6.40E-09	6.10E-08	3.1	8	1.20E-07	1.30E-09	3.30E-08	2.30E-07	13.2	49.6%	42.9%
	閉塞	0	1.30E+08	3.90E-09	1.80E-08	1.80E-08	13	1.6	2.90E-08	1.80E-09	1.10E-08	6.90E-08	6.3	72.9%	4.8%
油圧作動弁	外部リーク	0	1.30E+08	3.90E-09	1.80E-08	1.80E-08	13	1.6	2.90E-08	1.80E-09	1.10E-08	6.90E-08	6.3	72.9%	4.8%
	内部リーク	0	1.30E+08	3.90E-09	1.80E-08	1.80E-08	13	1.6	2.90E-08	1.80E-09	1.10E-08	6.90E-08	6.3	72.9%	4.8%

逆止弁	開失敗												7.9	2.10E-08	2.30E-10	4.90E-09	3.20E-08	11.9	593%	386%
	閉失敗	13	8.40E+08	1.50E-08	9.10E-09	2.50E-08	9.20E-09	3.1	1.6	34.7	2.40E-07	3.60E-11	5.40E-09	2.90E-07	90	1565%	5492%			
	外部リーク	0	8.40E+08	5.90E-10		2.70E-09		13	1.5	1.5	5.00E-09	2.30E-10	1.60E-09	1.00E-08	6.6	846%	51%			
	内部リーク	4	8.40E+08	4.70E-09	1.60E-09	1.10E-08	2.6	2.6	11.1	11.1	9.00E-08	5.10E-11	3.40E-09	7.10E-08	37.3	1906%	1441%			
手動弁	開閉失敗	4	1.90E+09	2.10E-09	7.20E-10	4.80E-09	2.6	2.6	10.5	10.5	7.50E-09	2.70E-10	3.50E-09	1.80E-08	8.1	357%	314%			
	閉塞	4	1.90E+09	2.10E-09	7.20E-10	4.80E-09	2.6	2.6	10.8	10.8	8.00E-09	1.60E-10	2.80E-09	2.00E-08	11.3	378%	437%			
	外部リーク	0	1.90E+09	2.60E-10		1.20E-09	13	13	2.3	2.3	2.30E-09	2.70E-10	1.30E-09	6.00E-09	4.7	888%	36%			
	内部リーク	1	1.90E+09	5.30E-10	2.70E-11	2.50E-09	9.6	9.6	4	4	3.20E-09	2.40E-10	1.50E-09	8.20E-09	5.8	598%	60%			
安全弁	開失敗	0	2.20E+08	2.20E-09		1.00E-08	13	13	2.1	2.1	1.90E-08	1.90E-09	9.80E-09	4.90E-08	5.1	839%	39%			
	閉(吹止まり)失敗	1	2.20E+08	4.50E-09	2.30E-10	2.10E-08	9.6	9.6	3.9	3.9	2.90E-08	1.80E-09	1.20E-08	6.80E-08	6.2	644%	65%			
	誤閉	0	2.20E+08	2.20E-09		1.00E-08	13	13	2.1	2.1	1.90E-08	1.90E-09	9.80E-09	4.90E-08	5.1	839%	39%			
	外部リーク	0	2.20E+08	2.20E-09		1.00E-08	13	13	2.1	2.1	1.90E-08	1.90E-09	9.80E-09	4.90E-08	5.1	839%	39%			
	内部リーク	4	2.20E+08	1.80E-08	6.10E-09	4.10E-08	2.6	2.6	10.8	10.8	1.20E-07	9.80E-10	2.60E-08	2.10E-07	14.7	691%	567%			
逃し安全弁(EWRのみ)	開失敗	0	4.80E+07	1.00E-08		4.80E-08	13	13	1.1	1.1	1.00E-07	1.30E-09	1.50E-08	1.50E-07	10.7	963%	82%			
	閉(吹止まり)失敗	0	4.80E+07	1.00E-08		4.80E-08	13	13	1.1	1.1	1.00E-07	1.30E-09	1.50E-08	1.50E-07	10.7	963%	82%			
	誤閉	0	4.80E+07	1.00E-08		4.80E-08	13	13	1.1	1.1	1.00E-07	1.30E-09	1.50E-08	1.50E-07	10.7	963%	82%			
	外部リーク	0	4.80E+07	1.00E-08		4.80E-08	13	13	1.1	1.1	1.00E-07	1.30E-09	1.50E-08	1.50E-07	10.7	963%	82%			
	内部リーク	0	4.80E+07	1.00E-08		4.80E-08	13	13	1.1	1.1	1.00E-07	1.30E-09	1.50E-08	1.50E-07	10.7	963%	82%			
真空逃し弁(PWRのみ)	作動失敗	0	2.80E+07	1.80E-08		8.30E-08	13	13	0.9	0.9	8.10E-07	1.00E-09	1.80E-08	2.80E-07	167	4457%	128%			
電磁弁	作動失敗	6	1.60E+09	3.70E-09	1.60E-09	7.30E-09	2.1	2.1	15.6	15.6	1.60E-08	2.00E-10	5.20E-09	3.40E-08	13.1	435%	616%			
	誤閉又は誤開	1	1.60E+09	6.20E-10	3.20E-11	2.90E-09	9.6	9.6	3.9	3.9	4.10E-09	2.10E-10	1.70E-09	9.90E-09	6.9	663%	72%			
	閉塞	0	1.60E+09	3.10E-10		1.40E-09	13	13	2.1	2.1	2.70E-09	2.60E-10	1.30E-09	6.50E-09	5	862%	38%			
	外部リーク	1	1.60E+09	6.20E-10	3.20E-11	2.90E-09	9.6	9.6	3.8	3.8	3.60E-09	2.40E-10	1.60E-09	9.10E-09	6.1	575%	64%			
	内部リーク	1	1.60E+09	6.20E-10	3.20E-11	2.90E-09	9.6	9.6	3.8	3.8	3.60E-09	2.40E-10	1.60E-09	9.10E-09	6.1	575%	64%			
ファン/ブロワー	起動失敗	1	4.50E+07	2.20E-08	1.10E-09	1.00E-07	9.6	9.6	3.5	3.5	1.30E-07	4.10E-09	4.40E-08	3.10E-07	87	607%	90%			
	継続運転失敗	8	1.30E+08	6.30E-08	3.10E-08	1.10E-07	1.9	1.9	21	21	8.70E-07	8.50E-10	5.80E-08	7.80E-07	30.2	1385%	1588%			
	継続運転失敗*(異常時)			2.10E-05			30	30			5.20E-05				30.2	249%	101%			
ダンパー	作動失敗	6	5.00E+08	1.20E-08	5.20E-09	2.40E-08	2.1	2.1	17.1	17.1	1.70E-07	4.20E-10	1.50E-08	2.30E-07	23.6	1407%	1109%			
	誤閉又は誤開	0	5.00E+08	9.90E-10		4.60E-09	13	13	1.9	1.9	7.90E-09	6.90E-10	3.70E-09	2.00E-08	5.4	792%	42%			
	閉塞	1	5.00E+08	2.00E-09	1.00E-10	9.40E-09	9.6	9.6	3.7	3.7	1.70E-08	5.50E-10	4.80E-09	3.10E-08	7.6	848%	79%			
	外部リーク	0	5.00E+08	9.90E-10		4.60E-09	13	13	1.9	1.9	7.90E-09	6.90E-10	3.70E-09	2.00E-08	5.4	792%	42%			
	内部リーク	0	5.00E+08	9.90E-10		4.60E-09	13	13	1.9	1.9	7.90E-09	6.90E-10	3.70E-09	2.00E-08	5.4	792%	42%			
熱交換器*9	伝熱管破損	1	2.10E+08	4.80E-09	2.50E-10	2.30E-08	9.6	9.6	3.8	3.8	2.80E-08	1.70E-09	1.20E-08	7.20E-08	6.5	570%	68%			
	外部リーク	0	2.10E+08	2.40E-09		1.10E-08	13	13	2.1	2.1	2.40E-08	1.90E-09	1.00E-08	5.10E-08	5.2	1003%	40%			
	伝熱管閉塞	2	2.10E+08	9.70E-09	1.70E-09	3.00E-08	4.2	4.2	6.5	6.5	6.50E-08	6.70E-10	1.30E-08	1.50E-07	15.1	670%	358%			
	破損	0	8.50E+07	5.90E-09		2.70E-08	13	13	2.1	2.1	5.10E-08	5.30E-09	2.60E-08	1.30E-07	4.9	866%	38%			
	閉塞	0	8.50E+07	5.90E-09		2.70E-08	13	13	2.1	2.1	5.10E-08	5.30E-09	2.60E-08	1.30E-07	4.9	866%	38%			
オリフェイス	外部リーク	1	7.00E+08	1.40E-09	7.30E-11	6.70E-09	9.6	9.6	4	4	8.80E-09	6.40E-10	4.20E-09	2.30E-08	6	620%	62%			
	内部破損	0	7.00E+08	7.10E-10		3.30E-09	13	13	2.3	2.3	6.40E-09	7.40E-10	3.40E-09	1.60E-08	4.7	896%	36%			
	閉塞	0	7.00E+08	7.10E-10		3.30E-09	13	13	2.3	2.3	6.40E-09	7.40E-10	3.40E-09	1.60E-08	4.7	896%	36%			

圧カトランスミッタ	不動作	1	9.80E+08	5.30E-11	4.90E-09	9.6	3.6	1.50E-08	1.80E-10	2.00E-09	1.70E-08	10.4	1451%	108%
高出力/低出力	高出力/低出力	15	9.80E+08	9.80E-09	2.40E-08	1.6	38	4.90E-08	2.90E-09	2.90E-08	1.10E-07	6.3	312%	397%
水位トランスミッタ	不動作	0	4.00E+08	1.30E-09	5.80E-09	13	1.7	9.40E-09	6.60E-10	3.90E-09	2.30E-08	5.9	753%	45%
高出力/低出力	高出力/低出力	2	4.00E+08	8.90E-10	1.60E-08	4.2	5.6	2.20E-08	5.70E-10	7.60E-09	5.00E-08	9.4	430%	233%
温度検出器	不動作	0	2.80E+09	2.00E-10	9.00E-10	13	1.6	1.40E-09	8.00E-11	5.50E-10	3.30E-09	6.1	731%	47%
高出力/低出力	高出力/低出力	5	2.80E+09	7.70E-10	4.10E-09	2.3	13.1	1.20E-08	5.00E-11	2.20E-09	2.00E-08	20.2	595%	873%
放射線検出器	不動作	0	7.30E+07	6.80E-09	3.10E-08	13	2	5.60E-08	5.20E-09	2.70E-08	1.40E-07	5.2	819%	40%
高出力/低出力	高出力/低出力	2	7.30E+07	2.70E-08	8.60E-08	4.2	5.9	2.20E-07	3.90E-09	4.60E-08	3.00E-07	8.7	821%	208%
流量スイッチ	不動作	0	4.70E+08	1.10E-09	4.90E-09	13	1.8	9.10E-09	6.70E-10	3.80E-09	2.10E-08	5.6	846%	4%
誤動作	誤動作	1	4.70E+08	2.10E-09	1.00E-08	9.6	3.7	1.40E-08	5.30E-10	5.00E-09	3.40E-08	7.9	677%	83%
圧カスイッチ	不動作	1	1.30E+09	7.90E-10	3.70E-09	9.6	3.6	4.80E-09	2.20E-10	1.80E-09	1.10E-08	7.2	605%	75%
誤動作	誤動作	7	1.30E+09	5.50E-09	1.00E-08	2	18.4	3.10E-08	6.80E-11	3.10E-09	6.00E-08	29.7	563%	1485%
水位スイッチ	不動作	2	9.00E+08	6.70E-09	1.30E-08	2.1	16.1	5.00E-08	4.60E-11	3.10E-09	8.50E-08	43	744%	2020%
誤動作	誤動作	0	9.00E+08	2.20E-09	7.00E-09	4.2	6.1	1.70E-08	9.70E-11	2.50E-09	2.80E-08	17.1	746%	405%
温度スイッチ	不動作	0	4.40E+08	1.10E-09	5.20E-09	13	1.8	1.40E-08	6.40E-10	3.80E-09	2.20E-08	5.9	1196%	45%
誤動作	誤動作	2	4.40E+08	4.60E-09	1.40E-08	4.2	6	2.50E-08	3.20E-10	5.90E-09	5.70E-08	13.4	546%	319%
リミットスイッチ	不動作	6	2.80E+09	2.10E-09	4.20E-09	2.1	15.4	1.10E-08	1.80E-10	3.50E-09	1.70E-08	9.9	524%	465%
誤動作	誤動作	1	2.80E+09	3.50E-10	1.70E-09	9.6	3.6	2.20E-09	7.60E-11	7.40E-10	5.00E-09	8.1	617%	84%
手動スイッチ	不動作	2	4.50E+09	4.40E-10	1.40E-09	4.2	5.9	1.90E-09	8.80E-11	8.10E-10	4.60E-09	7.3	428%	173%
誤動作	誤動作	0	4.50E+09	1.10E-10	5.10E-10	13	2.1	1.00E-09	9.10E-11	4.80E-10	2.50E-09	5.3	936%	40%
コントローラ	不動作	0	5.50E+08	9.00E-10	4.20E-09	13	1.3	5.60E-09	2.10E-10	1.80E-09	1.40E-08	8.1	616%	63%
高出力/低出力	高出力/低出力	2	5.50E+08	3.60E-09	1.10E-08	4.2	5.6	3.20E-08	1.40E-10	4.40E-09	4.20E-08	17.2	875%	409%
配線/電線	短絡 ^{*8}			2.50E-11		30		6.30E-10				30	2495%	100%
地絡 ^{*8}				4.80E-10		30		1.80E-09				30	376%	100%
断線 ^{*8}				4.80E-10		30		1.80E-09				30	376%	100%
ヒータ	機能喪失 ^{*8}			3.10E-09		30		1.20E-08				30	387%	100%
アナレンジエータ	機能喪失 ^{*8}			3.00E-10		30		5.30E-09				30	1776%	100%

注*1 観測件数が0件のものは、0.5件として故障率の算出を行った。

2 EF(近似)≒上限値/下限値。但し観測件数が0件の場合はEF=13とした。

*3 NUQIAデータ(観測件数)に不確実さを考慮した故障件数の推定値(平均値)

4 EF(近似)≒95%点/5%点。

*5 平均値(ベイズ統計)/点推定値(古典統計)

*6 EF(ベイズ統計)/EF(古典統計)

*7 特殊な故障率としてワイブル分布のベイズ評価により算出

*8 特殊な故障率として算出

*9 熱交換器の場合は、機器1台当たりの故障率

*10 ABWRの改良型制御棒駆動装置を含む

*11 ABWRを除いた従来型のBWR

*12 母線の場合は、機器間の1セクション(3相)当たりの故障率

*13 制御ケーブルは、機器間を1機器として算出した故障率

*14 配管の場合は、機器、材質変更箇所や分岐によって区分される1セクション間当たりの故障率

添付資料②-3 国内機器故障率 (26ヶ年データ) デマンド故障率

機器	故障モード	観測件数 (件)	推定総デマ ント回数 (D)	古典統計			ベイズ統計(MCMC手法)						EF ⁴ (近似)	平均比 ^{*5}	EF ⁶ (近似)
				点推定値 ^{*1} (1/h)	90%信頼区間 下限値(1/h) 上限値(1/h)		真の故障件数 推定値 ^{*3} (件)	平均値 (1/h)	5%点(1/h)	中央値 (1/h)	95%点 (1/h)				
					EF ² (近似)										
非常用ディーゼル発電機	起動失敗	46	54795	8.40E-04	1.10E-03	1.10E-03	1.3	120.8	2.70E-03	3.80E-04	1.90E-03	7.20E-03	4.4	32.3%	33.8%
電動ポンプ	起動失敗	5	183839	2.70E-05	1.10E-05	5.70E-05	2.3	13	1.10E-04	2.00E-06	4.30E-05	2.60E-04	11.2	40.1%	48.5%
タービン駆動ポンプ	起動失敗	21	14933	1.40E-03	9.40E-04	2.00E-03	1.5	53.3	4.00E-03	1.30E-04	2.00E-03	1.20E-02	9.8	28.5%	66.7%
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗	3	349	8.60E-03	2.30E-03	2.20E-02	3.1	9.1	2.60E-02	5.50E-03	2.00E-02	6.60E-02	3.4	30.4%	11.2%
電動弁	閉失敗	16	648942	2.50E-05	1.50E-05	3.70E-05	1.6	40.3	7.40E-05	1.70E-06	3.40E-05	1.90E-04	10.7	30.2%	68.7%
	閉失敗	7	649357	1.10E-05	5.10E-06	2.00E-05	2	18.2	6.60E-05	1.10E-07	7.90E-06	1.20E-04	33.1	61.0%	165.5%
空気作動弁	閉失敗	1	194078	5.20E-06	2.60E-07	2.40E-05	9.6	3.2	3.60E-05	5.50E-07	8.10E-06	7.00E-05	11.3	69.3%	11.7%
	閉失敗	7	195948	3.60E-05	1.70E-05	6.70E-05	2	19.1	6.00E-04	7.70E-08	1.50E-05	9.00E-04	10.8	16.7%	539.8%
油圧作動弁	閉失敗	5	171252	2.90E-05	1.20E-05	6.10E-05	2.3	13	1.30E-04	1.50E-06	4.70E-05	2.70E-04	13.1	44.4%	56.9%
	閉失敗	0	171074	2.90E-06	1.30E-05	1.30E-05	13	1.3	2.00E-05	6.10E-07	5.50E-06	4.50E-05	8.6	68.9%	66%
逆止弁	閉失敗	1	332408	3.00E-06	1.50E-07	1.40E-05	9.6	3.5	1.70E-05	6.00E-07	6.00E-06	4.30E-05	8.4	56.1%	87%
	閉失敗	3	323091	9.30E-06	2.50E-06	2.40E-05	3.1	7.9	4.00E-05	6.80E-07	1.30E-05	8.50E-05	11.2	43.6%	36.3%
手動弁	閉失敗	2	53958	3.70E-05	6.60E-06	1.20E-04	4.2	5.5	2.20E-04	1.10E-06	4.20E-05	4.20E-04	19.2	58.3%	45.7%
	閉失敗	1	53482	1.90E-05	9.60E-07	8.90E-05	9.6	3.6	1.10E-04	4.50E-06	4.20E-05	2.80E-04	8	61.5%	8.3%
安全弁	閉失敗	0	1648	3.00E-04	1.40E-03	1.40E-03	13	0.7	1.70E-03	8.20E-06	1.80E-04	3.50E-03	20.7	54.5%	15.9%
	閉失敗	1	1464	6.80E-04	3.50E-05	3.20E-03	9.6	2.9	4.90E-03	5.60E-06	5.30E-04	1.20E-02	46.6	72.1%	48.5%
迷し安全弁	閉失敗	0	10834	4.60E-05	2.10E-04	2.10E-04	13	1	3.40E-04	3.70E-06	5.00E-05	6.20E-04	13	72.9%	100%
	閉失敗	0	10640	4.70E-05	2.20E-04	2.20E-04	13	1	3.30E-04	3.60E-06	5.00E-05	6.40E-04	13.4	70.0%	10.3%
電磁弁	閉失敗	3	390017	7.70E-06	2.10E-06	2.00E-05	3.1	7.9	3.00E-05	8.00E-07	1.20E-05	6.80E-05	9.2	39.5%	30.0%
ファン/ブロワー	起動失敗	1	66155	1.50E-05	7.80E-07	7.20E-05	9.6	3.7	9.10E-05	5.00E-06	3.80E-05	2.20E-04	6.7	60.3%	6.9%
	閉失敗	4	235343	1.70E-05	5.80E-06	3.90E-05	2.6	10.9	1.10E-04	1.00E-06	2.50E-05	2.00E-04	13.9	65.4%	5.3%
ダンパー	閉失敗	2	236093	8.50E-06	1.50E-06	2.70E-05	4.2	6.6	5.20E-05	8.60E-07	1.40E-05	1.30E-04	12.3	61.6%	29.3%
	閉失敗	3	297945	1.00E-05	2.70E-06	2.60E-05	3.1	7.9	4.20E-05	6.30E-07	1.40E-05	9.30E-05	12.1	41.3%	39.3%
遮断器	閉失敗	6	297723	2.00E-05	8.80E-06	4.00E-05	2.1	15.9	1.10E-04	1.00E-06	2.80E-05	2.20E-04	14.7	55.9%	69.1%

注*1 観測件数が0件のものは、0.5件として故障率の算出を行った。
 *2 EF²(近似)=上限値/下限値。但し観測件数が0件の場合はEF=13とした。
 *3 NUCIAデータ(観測件数)に不確実性を考慮した故障件数の推定値(平均値)
 *4 EF²(近似)=95%点/5%点。
 *5 平均値(ベイズ統計)/点推定値(古典統計)
 *6 EF(ベイズ統計)/EF(古典統計)

添付資料②-4 米国データとの主要機器の故障率比較

機種	故障率モード	国内故障率	米国故障率		
			LER	NREP	IEEE
非常用DG	起動失敗(1/h)	1.9E-06	6.0E-05	6.0E-05	
	起動失敗(1/d)	5.2E-04	4.4E-02		1.8E-02
	継続運転失敗(1/h)	1.4E-04	2.6E-02	3.0E-03	1.7E-04
電動ポンプ	起動失敗(1/h)	3.6E-08	1.0E-06	1.0E-05	
	起動失敗(1/d)	2.0E-05	5.1E-04		3.5E-03
	継続運転失敗(1/h)	6.3E-07	5.3E-06	1.0E-04	1.3E-05
タービン駆動ポンプ	起動失敗(1/h)	8.0E-07	1.9E-05	1.0E-04	2.0E-05
	継続運転失敗(1/h)	2.3E-06		2.0E-05	8.1E-05
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗(1/h)	3.0E-05	6.5E-06	1.0E-06	2.0E-05
	継続運転失敗(1/h)	5.3E-04			
電動弁	作動失敗(1/h)	1.9E-08	1.9E-06	1.0E-05	
	作動失敗(1/d)	*1 1.7E-05	4.2E-03		6.0E-03
	誤開又は誤閉(1/h)	*a 1.6E-09			1.3E-07
	閉塞(1/h)	6.2E-09		2.0E-07	6.0E-08
空気作動弁	作動失敗(1/h)	6.9E-08	4.1E-07	1.0E-05	
	作動失敗(1/d)	*1 6.2E-05	9.1E-04		3.0E-03
	誤開又は誤閉(1/h)	5.8E-09			2.0E-07
	外部リーク(1/h)	*a 2.9E-09	1.0E-07		1.0E-07
逆止弁	開失敗(1/h)	*a 2.3E-09	3.0E-08	2.0E-07	
	開失敗(1/d)	*a 5.4E-06	6.4E-05		6.0E-05
	閉失敗(1/h)	9.0E-09		2.0E-06	
	外部リーク(1/h)	*a 2.3E-09	4.9E-08		5.0E-08
手動弁	開閉失敗(1/h)	*a 9.7E-10	2.9E-08	2.0E-07	
	開閉失敗(1/d)	*1*a 1.6E-05			6.0E-05
	外部リーク(1/h)	*a 9.7E-10	2.2E-08		2.0E-08
遮断器	作動失敗(1/h)	2.5E-08			
	作動失敗(1/d)	*1 2.5E-05			4.0E-04
	誤開(1/h)	2.9E-08			1.0E-08
変圧器	機能喪失(1/h)	9.7E-08			3.4E-07
蓄電池	機能喪失(1/h)	*a 3.9E-08			1.0E-08
リレー	不動作(1/h)	*a 1.8E-10		1.0E-06	
	不動作(1/d)				2.1E-06
流量トランスミッタ	不動作(1/h)	*a 2.6E-09	1.7E-06		1.5E-06
圧カトランスミッタ	不動作(1/h)	*a 2.0E-09	1.7E-06		1.1E-06
温度検出器	不動作(1/h)	*a 7.4E-10	1.7E-06		1.4E-06
リミットスイッチ	不動作(1/h)	2.6E-09		6.0E-06	8.4E-07
ヒューズ	誤断線(1/h)	2.6E-09		3.0E-06	1.5E-07

*1 開失敗、閉失敗から算出

*a 故障件数がないもの

LER: Licensee Event Report

NREP: National Reliability Evaluation Programを記載するNUREG/CR-2815に添付されたデータ

IEEE: 米国電気学会データ集

添付資料②-5 欧州データとの主要機器の故障率比較

欧州データとの主要機器の故障率比較							添付資料②-5
機種	故障率モード	国内故障率	欧州故障率				
			Swedish Data	Sizewell B	German Risk Study	EIREDA	
非常用DG	起動失敗(1/h)	1.9E-06					
	起動失敗(1/d)	5.2E-04	7.7E-03	3.0E-02	3.0E-02	3.0E-05	
	継続運転失敗(1/h)	1.4E-04	5.5E-03	3.0E-03	4.5E-03	2.0E-04	
電動ポンプ	起動失敗(1/h)	3.6E-08			1.6E-05		
	起動失敗(1/d)	2.0E-05	1.4E-03	2.0E-03		1.3E-04	
	継続運転失敗(1/h)	6.3E-07	2.3E-05	1.5E-05	2.9E-05	3.2E-05	
タービン駆動ポンプ	起動失敗(1/h)	8.0E-07					
	起動失敗(1/d)	4.6E-04	3.3E-02	2.0E-02		1.9E-04	
	継続運転失敗(1/h)	2.3E-06		6.0E-05		1.1E-05	
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗(1/h)	3.0E-05				2.0E-05	
	起動失敗(1/d)	1.4E-02					
	継続運転失敗(1/h)	5.3E-04					
電動弁	作動失敗(1/h)	1.9E-08		2.0E-06	1.7E-05		
	作動失敗(1/d)	*1 1.7E-05	7.2E-03			2.2E-04	
	破損(1/h)	6.2E-09		2.0E-06		3.0E-09	
空気作動弁	作動失敗(1/h)	6.9E-08		6.0E-06	4.3E-05		
	作動失敗(1/d)	*1 6.2E-05				1.1E-04	
	閉塞(1/h)	5.8E-09				2.3E-06	
逆止弁	開失敗(1/h)	*a 2.3E-09		1.0E-07	7.1E-07		
	開失敗(1/d)	5.4E-06	6.3E-04			5.0E-06	
	閉失敗(1/h)	9.0E-09		2.0E-06	3.1E-06		
	閉失敗(1/d)	*a	3.4E-03			5.0E-06	
	内部リーク(1/h)	*a 4.5E-09			3.9E-05	2.0E-07	
手動弁	作動失敗(1/h)	*a 9.7E-10			4.7E-06		
逃し安全弁	開失敗(1/h)	*a 4.2E-08					
	開失敗(1/d)		8.3E-03				
	閉失敗(1/h)	*a 4.2E-08					
	閉失敗(1/d)		1.2E-03				
熱交換器	外部リーク(1/h)	*a 9.2E-09				6.5E-07	
リレー	不動作(1/h)	*a 1.8E-10		3.9E-06			
遮断器	作動失敗(1/h)	2.5E-08		1.0E-06	1.1E-06		
	作動失敗(1/d)	2.5E-05	1.8E-03			5.0E-04	
	位置保持失敗(1/h)		3.6E-07	1.0E-06		2.0E-07	
変圧器	機能喪失(1/h)	9.7E-08	7.9E-07			4.8E-06	
蓄電池	機能喪失(1/h)	*a 3.9E-08				4.0E-06	
	機能喪失(1/d)		1.3E-02				
流量検出器	不動作(1/d)		3.3E-03				
水位検出器	不動作(1/d)		2.1E-04				
圧力検出器	不動作(1/d)		7.0E-04			1.4E-06	
温度検出器	不動作(1/h)	*a 7.4E-10					
	不動作(1/d)		1.9E-03				
リミットスイッチ	不動作(1/h)	2.6E-09	7.7E-07				
ヒューズ	誤断線(1/h)	2.6E-09			2.7E-06		
			*1	開失敗、閉失敗から算出			
			*a	故障件数がないもの			

添付資料②-6 故障原因の分類

故障原因の分類(電動弁:ニューニア(1999.1.1-2009.7.31)より)										
機能達成に必要な項目	件数	故障部位	故障事象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否 パラメータ	備考
ハウダダリの維持	2	弁箱								
		パッキン、ベローズ	開口摺動痕	1	SCC、パッキン片締め	1				(2006-東京-T007)
		配管	貫通き裂	1	減肉	1	曲管部で過流			流速4m/s、養生継ぎ(2002-原電-T018)
隔離機能の維持	6	弁体	割れ 弁体押さえの外れ	2	過大応力 摩擦(繰り返し接触)	1	増し締め過剰 「回り止め溶接」が不十分	1		(2003-四国-T002) (2000-中部-T001)
		弁座	シートリーク	4	当たり面不良	4	エロージョン 異物か? 当たり面のズレ	2		(2004-東京-T047)、(2001-中部-T001) (2003-原電-T005) (2005-東北-T002)
作動機能の維持	17	弁棒	折損	6	疲労	5	締め付け不十分による振動 磨食き裂が進展 キャビテーションによる流力振動 開度小で規定外振動	1		(2006-東京-T011) (2007-東京-T057) 運用開度で差圧大(2007-東北-T002) 弁開度21%で振動大(2005-東京-T028)
			こすれ	1	片締め	1	想定外の過大応力 ボルト2本のトルク値に差	1	○	弁体バック シート荷重 (2007-原電-T004)
		軸受け	固着 損傷	2	グリースの固化 ベアリングに局所的に 過大荷重	1	グリース交換不良(古いグリース残 存)	1	○	弁棒トルク値 (2007-中部-T013) (2005-北陸-T001)
		ステムナット部	振動抵抗増	2	グリース不良	2	グリース注入不足 グリース交換未了による劣化	1	○	弁棒トルク値 (2008-原電-T005) (2002-原電-T005)
		リミットスイッチ	表示灯不良 弁不動作	4	設定位置調整不良 接触不良	3	汚れが付着	1		(2007-北海道-T003)(2002-東北-T002) (2001-四国-T003)
		直流電動機用コンタクタ 弁位置検出器	弁停止 流量変動	1	過大な電流 コネクタの接触不良	1	接触不良による接点抵抗増 弁の振動によるナットの緩み	1		(2003-原電-T007) (2006-原電-T020)
		ウォームギア	摩擦	1	潤滑不良による 焼き付き	1	グリース注入不足(倒立状態)	1	○	弁棒トルク値 (2004-中部-T015)

故障原因の分類(逆止弁:ニューシア(1999.1.1-2009.7.31)より)

機能達成に必要な項目	件数	故障部位	故障事象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否	備考
ハウンドダリの維持	4	弁箱	減肉	1	流れ加速型腐食	1	弁箱内の流れの乱れ	1		(2007-原電-T014)
		フランジ	漏洩	3	ガスケット仕様間違い ガスケット面圧低下 リークパス形成	1	熱膨張・収縮差の追隨に差が出た シート前面荒れ等により、蒸気が徐々に浸透	1		(2006-中部-T019) (2005-中部-T001) (2006-関西-T006)
隔離機能の維持	8	弁体	弁体ねじ部破断 シートリーク	3 2	疲労 弁体ロッド変形による 弁体清座不良 弁体ガイド製作不良	1 1 1	背圧変動による繰り返し応力 アームと弁体ロッドの隙間にスケール 弁体ガイドが1mm高く、遊びが制限された	1		(2008-原電-T020) (2004-東北-T008) (2009-東京-T004)
		弁座	シートリーク	5	弁体すわりが悪い 片当たり 磨耗	1 1 1	アームと弁体シャフトの当たりによる摺動抵抗増 吐出口鋼球とシート面の繰り返し摩擦	1		(2004-東京-T045) (2008-原電-T024) (2007-四国-T016)
			割れ 不動作	1 1	耐圧試験時に割れ進展 弁座と弁体の摩擦係数増加	1 1	ステライト溶接不良による縦割れが起点 弁座と弁体の繰り返し接触による面荒れ	1	○	取替え品(2002-四国-T010) (2002-原電-T001)
作動機能の維持	5	ボルト・ナット 座金・ネジ	座金なし ワッシャ脱落	3 2	前回点検時の締め込み忘れ 磨耗	1 2	前回弁体取替え時弁体閉き角度未調整のため、偏磨耗発生 ロッドとワッシャの繰り返し接触	1	○ ○	(2003-東京-T050) (2003-原電-T002) 10年間の運転、水平展開 (2003-原電-T013)
		リミットスイッチ	閉動作しない 接点が離れた	2 1	押し込み不足 リミットスイッチとプランケットが微妙にズレを生じた	1 1		1		(2007-東京-T017) (2003-東京-T0315)

故障原因の分類(安全弁・逃がし弁:ニューシア(1999.1.1-2009.7.31)より)

機能達成に必要な項目	件数	故障部位	件数	故障事象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否	備考
ハウンドリの維持	1	接続配管	1	ねじ込み部破断	1	疲労(起動停止時の熱変位の繰り返し)	1	ねじ谷部が鋭角のため応力集中が36%増	1		(2000-東京-T007)
隔離機能の維持	9	弁体 弁座	1 8	低い値で作動 シートリーク	1 8	ばねのゆるみ 侵入/異物	1 2	ボール部分(弁体と弁棒の接軸部)の摩擦による弁棒位置のずれ ゴミ等の噛込み	1 2		(2003-東京-T032) (2005-東京-T0302)(2006-東北-T010) (2000-東京-T011)(2004-関西-T023) (2005-関西-T022)(2006-九州-T003) (20037-九州-T003)
作動機能の維持	2	ボルト・ナット・ 座金・ネジ	2	RCICタービン軸受 油圧が上昇せず シールプレート 取り付けボルト脱落	1 1	スプリング押し込み力小 廻り止めビス	1 1	アジャストボルトの押し込みを失念 ボルト締め付け力不足	1 1		(2005-東京-T0632) (2005-関西-T017)

故障原因の分類(油圧弁：ニューシニア(1999.1.1-2009.7.31)より)

機能達成に必要な項目	件数	故障部位	件数	故障事象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否 パラメータ	備考
ハウンドガリの維持	2	フランジ	2	蒸気漏れ	2	ガスケット、パッキンの一部に損傷 ボルトに緩み	1	ゴミの噛み込み等 締め付け管理不十分	1		長さ約3cm、幅約1cmの損傷 (2005-東京-T013) (2002-原電-T016)
隔離機能の維持											
作動機能の維持	4	ブッシング	1	ブッシングが脱落し、弁体と弁蓋の間に挟まる	1	ブッシングが運転中に緩む	1	ブッシングの廻り止め不十分	1		中間度で停止 (2004-東京-T034)
		グラント押さえ	1	グラント押さえが脱落し、弁体と弁蓋の間に挟まる	1	グラント押さえが運転中に緩む。	1	グラント押さえのカシメ不十分	1		中間度で停止 (1998-中部-T007)
		連結ナット	1	連結ナットの離脱し、リフトバーと弁棒が遊離した。	1	ナット締め付け不十分	1				開度10%大 (2001-東京-T020)
		スラストリング	1	割れ	1	ポンプランバックによりボールシャフトと衝突を繰り返す	1	腐食により微小欠陥発生	1		稼動抵抗増大 (2002-原電-T012)

故障原因の分類(空気弁:ニューシア(1999.1.1-2009.7.31)より)												
機能達成に必要な項目	件数	故障部位	件数	故障事象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否	パラメータ	備考
ハウジングの維持	2	弁箱	1	貫通穴	1	腐食	1	ゴムライニング破損	1			微小開度運用時流速大で漏が発生し、ライニング破損(2000-四国-T026)
		フランジ	1	にじみ	1	ボンネット締め付け力の緩み	1	圧力、温度の変動	1			(2002-東北-T001)
隔離機能の維持	2	弁体	1	動作不能	1	ピストンリングとケーシング部の 摩擦力大	1	クラッドの噛みこみ	1			ケーシング内面が摺動時に摩耗し、隙間にクラッド付着(2006-原電-T011)
		弁座	1	固着	1	弁体と弁座間に異物噛み込み	1					(2006-関西-T014)
作動機能の維持	1	開度調整器	1	制御不調	1	制御用空気の供給不足	1	金属屑の混入	1			(2001-四国-T009)

添付資料②-7 故障原因の分類

故障原因の分類(電動ポンプ(原子炉冷却系統設備):ニューシシア(1999.1.1-2009.9.31)より)													
機能達成に必要な項目	件数	故障部位	件数	故障事象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否 パラメータ	停止時間 (Hr)	備考	
パワウンドアリの維持	30	メカニカル シール	30	シールリーク	27	浸食 (エロージョン)	19	異物混入	19		273.5 227.5 224.0 171.5 0.0 1,584.0 183.0 223.0 228.5 0.0 132.0 355.0 413.0 272.0 198.8 141.0 174.0 110.0 0.0 631.0 0.0 224.0 0.0 313.1 0.0 489.5 273.5 0 14	(2002-東北-T004) (2001-東北-T003) (1999-東北-T001) (2008-東京-T020) (2006-東京-T025) (2005-東京-T054) (2005-東京-T031) (2005-東京-T023) (2001-東京-T026) (2005-中国-T003) (2004-中国-T005) (2008-原電-T016) (2008-原電-T009) (2007-原電-T012) (2006-原電-T010) (2003-原電-T012) (2002-原電-T019:ポンプB) (2002-原電-T019:ポンプC) (2000-原電-T004) (2006-東北-T001) (2005-東京-T059) (2005-東京-T051) (2005-中国-T002) (2005-関西-T023) (2003-関西-T009) (1999-四国-T008) (1998-九州-T005) (2005-東北-T007) (2006-東京-T012) (2002-北陸-T001)	
							4	面荒れ	4				
							2	シールランナとシールリングの開き	2				
							2	フェースプレートの間隙増加	2				
							2	摺動摩擦熱増	2				
							1	軸がぶれる	1				
							1	軸振動増	1				
							1	摺動面の摩擦抵抗増	1				
プラント停止時間合計(Hr)											6,855.9		

故障原因の分類(電動ポンプ(タービン系):ニューシニア(1999.1.1-2009.9.31)より)

機能達成に必要な項目	件数	故障部位	件数	故障事象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否	備考	
ポンプ容量と揚程の確保	4	主軸	2	折損	1	疲労	1	組立時、主軸外周面に傷	1	○	(2001-四国-T013)	
				振動大	1	羽根車とプッシュの隙間拡大	1	プッシュの摩擦	1	○	(2003-原電-T009)	
		羽根車	1	エロージョン	1	低流量域での流れの剥離	1	第11サイクルでプラント起動・停止回数が多かった	1			(2008-中部-T024)
		軸受け	1	変形	1	潤滑油不足による発熱	1	給油口が閉塞	1			(2001-関西-T006)
バウダリノ維持	15	ケーシング	2	き裂	2	欠陥が進展して連結	1	内在欠陥(錆巣欠陥)	1		(2005-関西-T014)	
						粒界腐食割れ	1	スラグ巻き込み・未溶着部	1			(2000-四国-T029)
		メカニカルシール	9	シールリーク	9	シール面の面荒れ/傷	4	異物混入	4			(2008-原電-T025)
												(2007-中国-T002)
										(2005-原電-T006)		
										(2001-北陸-T002)		
											(2008-原電-T026)	
											(2005-原電-T007)	
											(1999-東北-T0027)	
											(2002-中国-T002)	
											(2000-四国-T028)	
											(2009-九州-T001)	
											(2006-関西-T009)	
											(2005-関西-T006)	
											(2005-原電-T012)	
その他	1	増速機	1	き裂	1	疲労	1	歯車の当たり面減による応力増	1		(2004-関西-T004)	

故障原因の分類(電動ポンプ(原子炉補助設備):ニューシア(1999.1.1-2009.9.31)より)												
機能達成に必要な項目	件数	故障部位	件数	故障事象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否	パラメータ	備考
ポンプ容量と揚程の確保	3	軸	1	折損	1	疲労	1	オリフィスで発生した気泡による流力振動	1	○	振動	(2003-四国-T009)
		軸受	2	フロント/リアベアリングの摩擦	2	炉水クラッド等の循環により、摩耗長時間使用(28.861時間)	1	炉水クラッド等がライナリング隙間に蓄積	1			
バウンダリの維持	3	メカニカルシール	1	シールリーク	1	シート面の面荒れ	1	異物混入	1			(2004-原電-T006)
		配管	2	き裂	2	疲労	2	ポンプ締切運転時の振動と共振 配管振動	1			

故障原因の分類(電動ポンプ(非常用炉心冷却設備):ニューシア(1999.1.1-2009.9.31)より)												
機能達成に必要な項目	件数	故障部位	件数	故障現象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否	パラメータ	備考
ポンプ容量と揚程の確保	2	軸	1	き裂	1	疲労	1	小流量運転時のポンプ内不均一流れによる流力振動	1	○	振動	(2008-九州-T001)
		吸い込み部	1	吸い込み流路減少	1	ベルマウス部に海生物付着	1					(2004-東京-T013)
ハウジングの維持	2	メカニカルシール	2	シールリーク	2	シールリングの欠損	1	シールリングの組立不良				(1999-関西-T011)
						遊動環の取り付け方向が逆	1	軸封水部組み立て不良	1			(2004-四国-T010)

故障原因の分類(電動ポンプ(原子炉格納施設):ニューシア(1999.1.1-2009.9.31)より)												
機能達成に必要な項目	件数	故障部位	件数	故障現象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否	パラメータ	備考
ハウジングの維持	1	メカニカルシール(ベローズ)	1	き裂	1	疲労	1	空溜まりによりベローズの固有振動数が増加し、スプレーホールの振動と共振。	1			(1999-関西-T016)

故障原因の分類(電動ポンプ(発電所補助設備):ニューシア(1999.1.1-2009.9.31)より)											
機能達成に必要な項目	件数	故障部位	件数	故障事象	件数	故障原因1	件数	故障原因2	件数	CBM適用性 可否	備考
ポンプ容量と揚程の確保	2	インペラ用ボルト	1	き裂	1	疲労	1	インペラの締め付け管理不良	1		(2002-四国-T004)
		軸受	1	発火	1	軸受部が潤滑油から露出	1	オイルカップ接続配管の閉塞	1		(2007-関西-T022)

2.1.4 燃料安全体系化

(1) はじめに

原子力安全の目的は「人」と「環境」を放射線の有害な影響から守ること、すなわち、放射能放出のハザードである燃料から「人」と「環境」が隔離された状態を維持することである。また、燃料はFPの発生源であると同時に熱や水素の発生源でもあり、時に、それらが防護壁のもつ放射能閉じ込め機能を脅かす要因にもなる。そのため、原子力安全を達成するには、通常運転時、異常過渡時、事故時、運転終了後のあらゆる段階において、異常の発生・拡大を防ぐよう、状況に応じた燃料管理の方法を整備しておくことが重要である。

本節では、以下に示す燃料タスクの目的のもと、放射性物質漏えいのハザードとしての燃料に関し、使用済燃料プールの健全性も含めた燃料安全の評価手法を整備し、体系化する。その際、燃料のふるまいを念頭に、安全機能もしくは安全対策の優先順位（重要度）を明確にし、システム安全の評価や保全の最適化に関する検討を行う。

燃料タスクの目的

本調査項目では、経年プラントにおける規制・基準として求められる、炉心燃料（燃料プールも含む）の取扱いやシビアアクシデントに関連する事項、及び漏えいに係る領域などのリスク評価を含む、運用基準を定めるための課題を抽出して、今後の対応策をまとめる。成果の反映先としては、新安全基準（シビアアクシデント対策）に関し、以下の項目が挙げられる

- ▶ 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価
- ▶ 使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
- ▶ 炉停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

(2) 深層防護とオブジェクティブツリー

深層防護（Defense in Depth）の概念は、原子力の安全を確保するための方法論として重要であり、図 2.1.4-1 に示すように、原子炉の設計段階のみならず、立地、製造/建設、運転、廃止措置、燃料貯蔵等、原子炉が経験するあらゆるフェーズで実装されるべき概念とされる[1]。しかしながら、福島原発事故の反省として、OECD/NEA の報告書[2]では、「深層防護概念は依然として妥当ではあるが、その実装に問題があった」と言及されている。深層防護の概念があらゆるフェーズのあらゆる部分に、果たして網羅的にかつバランスよく適用されているかを今一度確認する必要がある。

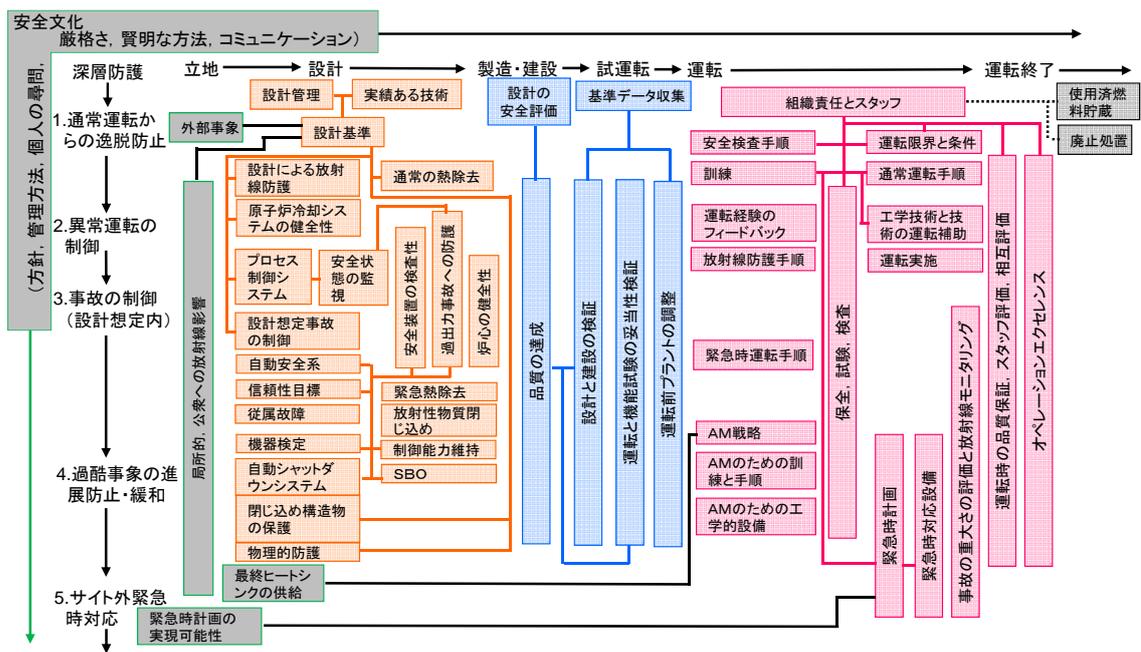


図 2.1.4-1 深層防護の基本概念や安全文化に係わる具体的安全原則の相互作用[1]

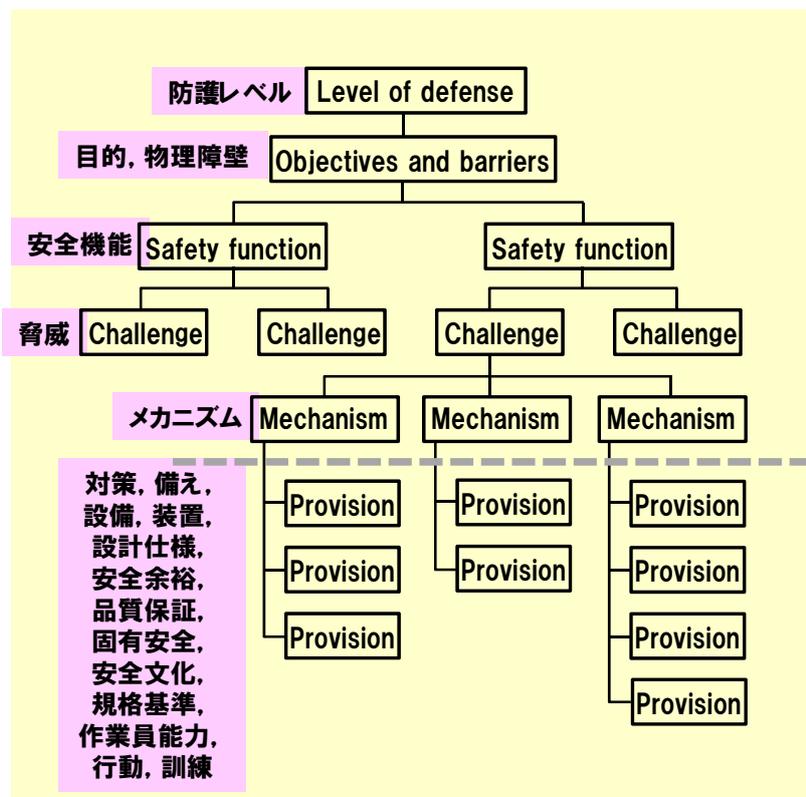


図 2.1.4-2 オブジェクトツリーの構成[3]

深層防護上バランスがとれた対策が行えているかを確認する方法として「オブジェクトブツリー」と呼ばれる工学設計手法がある[3]。オブジェクトブツリーの構成を図2.1.4-2に示す。

オブジェクトブツリーには、まず、対象とする「深層防護レベル」があり、その下に防護レベルに応じた「目的」と、その目的に対応する「安全機能」が記載される。基本的な安全機能(FSF)としては「止める」「冷やす」「閉じ込める」があるが、これらはより詳細な安全機能(SF)(例えば、燃料被覆管の健全性を維持する等)へと展開される。この安全機能が満たされているうちは問題ないが、実際には安全機能を阻害する可能性がある「脅威」が存在し、さらに、その脅威が発現する「メカニズム」が存在し、それらもツリーに記載される。ツリーの最下層には、こうしたメカニズムが働かないようにするための「対策」が記載される。対策には、設備や装置で対応するものの他に、設計仕様、安全裕度、基準類、作業員の力量、訓練などで対応するものがある。こうした階層構造をツリーとして展開し、対応すべき事象の発生メカニズムまで掘り下げて整理することで、原子力安全に係る対策のバランスのよさを深層防護の観点から評価することが出来る。定量性には欠けるが、対策の網羅性をスクリーニングするための評価方法として活用される。

(3) オブジェクトブツリーを用いた燃料安全設計の検討

日本原子力学会標準委員会システム安全専門部会炉心燃料分科会では、オブジェクトブツリーの手法を用いて、炉心及び燃料が担う安全機能の維持を目的とする安全設計の考え方について検討が行われている[4]。その一例を簡単に紹介する。

図2.1.4-3は、炉心燃料の安全設計に係る階層構造を示す。原子力安全を達成するための要求は、最上位の安全目標(レベル1)から段階的に、機能要求(レベル2)、性能水準要求(レベル3)、容認可能な実施方法(レベル4)の4つの階層に分類される。上位のレベルから下位のレベルに展開するに従い、より具体的な要求事項、設計基準へとつながる構造になっている。例えば、燃料被覆管に対しては、レベル2の機能要求として、閉じ込め機能維持の観点から貫通欠陥の発生防止が、冷却性機能維持の観点から流路閉塞に至る損傷の防止が求められている。

こうした階層構造の三角形において、上位レベルは通常、「破損してはならない」のようなネガティブリスト方式で記載される。しかしながらそうした規制方式は、いわゆる悪魔の証明であり、このままでは実際の設計ができないので、下方レベルはポジティブリスト方式で表現されることになる。当然、ネガティブ方式の表現とポジティブ方式の表現には実際上齟齬が生じることから、それらの整合性を常に確認する作業としてローリング活動(PDCAを回す作業)が重要になる。

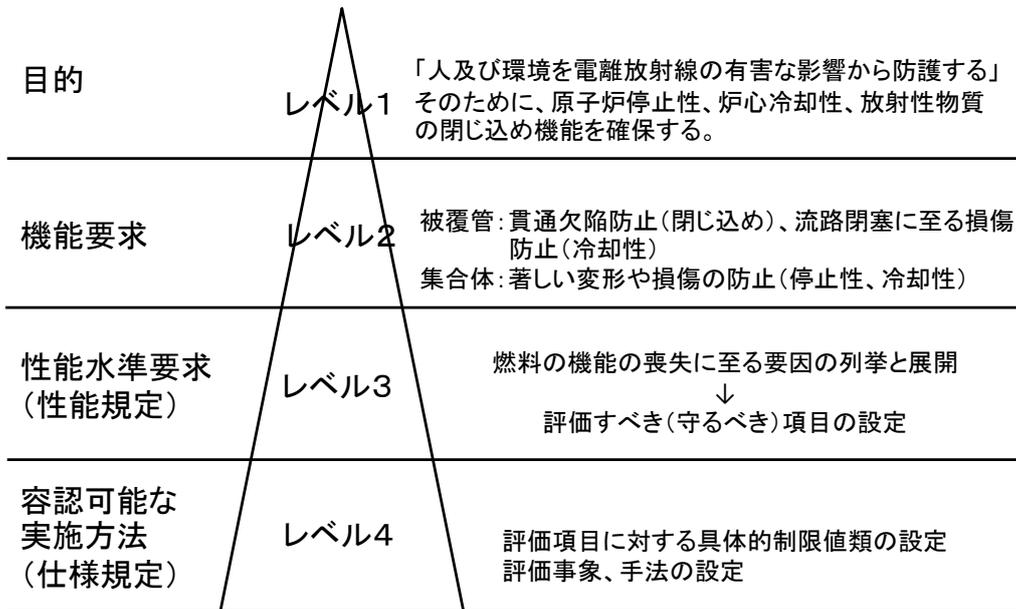


図 2.1.4-3 原子炉の安全確保における階層的な要求と燃料へ求められる事項の展開 [4]

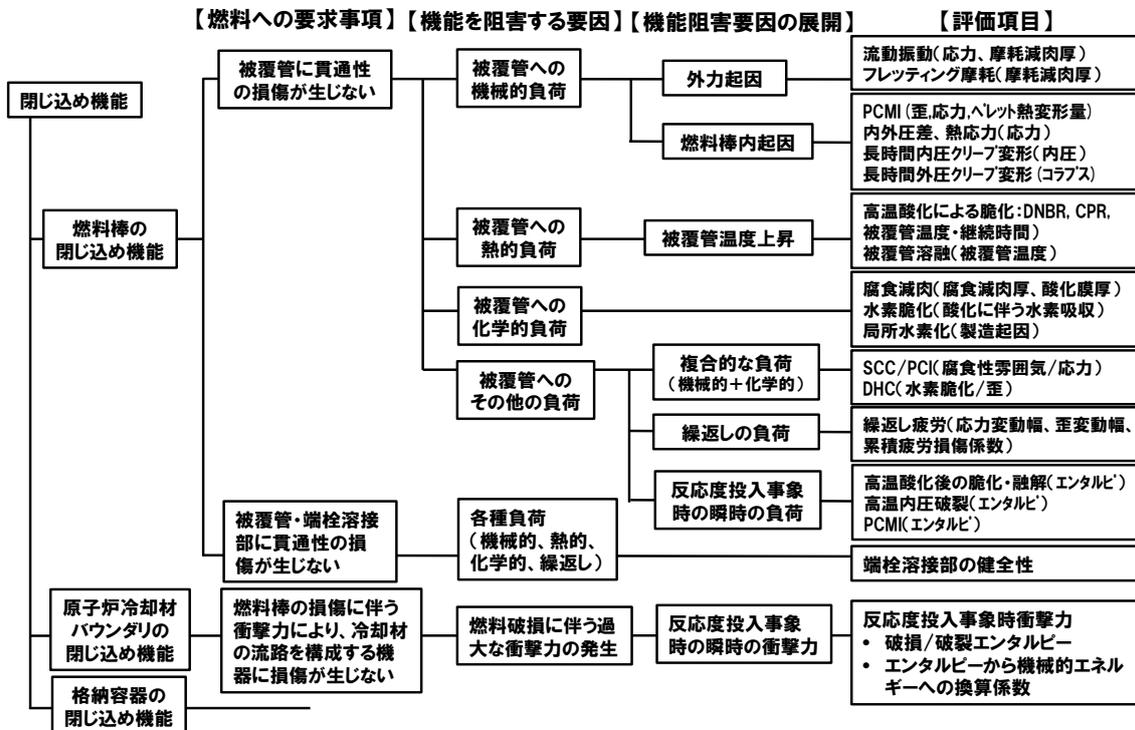


図 2.1.4-4 燃料棒の閉じ込め機能の評価項目への展開 [4]

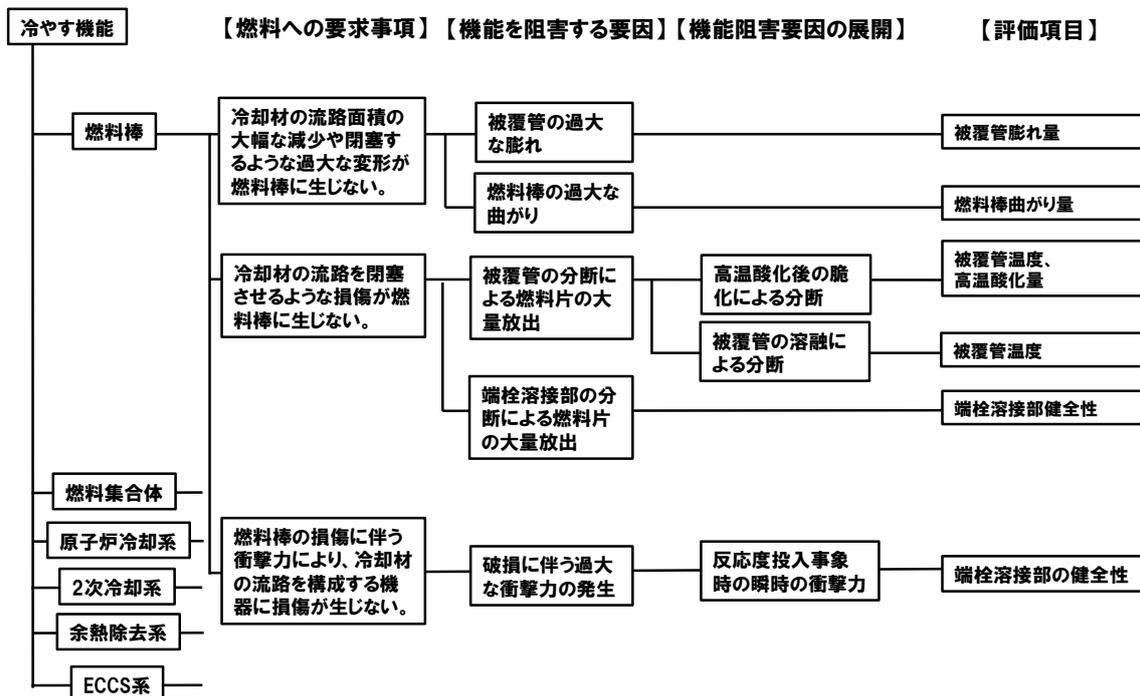


図 2.1.4-5 燃料棒の冷却形状維持機能の評価項目への展開[4]

同分科会活動では、機能要求（レベル 2）を満たす性能水準要求（レベル 3）を抽出するために、オブジェクティブツリーを用いた展開を行っている。図 2.1.4-4 は、燃料棒の閉じ込め機能について、また図 2.1.4-5 は冷却機能について、オブジェクティブツリーによる展開を行った例を示している。このように安全機能を守るための燃料への要求事項から、機能を阻害する要因、さらに、機能阻害要因の詳細な展開を行うことで、燃料設計上重要な評価項目を網羅的に抽出することが可能になる。

一方、事故時の燃料のふるまいについても、同様にオブジェクティブツリーを用いた検討がなされている。以下に、事故時の燃料のふるまいを簡単に述べたのちに、ツリーを用いた EPRI の検討について紹介する。

(4) 事故時の燃料のふるまい

冷却水が正常に機能する、いわゆる通常運転時においては、熱は燃料から効果的に分離される。しかしながら事故時には、その冷却機能が十分ではなくなるため、燃料から発生する熱は、放射能 (FP) とうまく分離されなくなる。やがては、原子炉の基本安全機能「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」が同時に満たされなくなる。燃料の過度な発熱や水素発

生は、事故の進展を加速させる要因であり、事故の進展を抑えるためにも適切な燃料管理が求められる。

図 2.1.4-6 に炉心構成材料の配置、および、それらの間で高温において起こるであろう反応を示す。また、図 2.1.4-7 は、燃料に関連する各反応を温度軸（右方の高温になるほど、事故が進展していることを意味する）に対して整理している。留意すべきは、炉心構成材料間の共晶融解反応もしくはそれに類似の相互反応により、それぞれ材料固有の融点よりもかなり低い温度で燃料溶融が起こり始める可能性があるという点である。また、制御棒や炉内構造物の融点は、燃料棒を構成する材料よりも低く、そのため、閉じ込め機能をもつ多重の壁（ペレット→被覆管→冷却水圧力バウンダリー→格納容器→原子炉建屋）は、必ずしも内側から崩壊していくわけではない。さらに、燃料被覆管温度が約 1200℃を越えるとジルカロイと水蒸気との酸化反応が激しくなり、この酸化反応熱によって燃料温度は急激に上昇し、大量の水素が発生し、そして、燃料溶融や水素爆発によって事故の進展は加速される。事故時においては、このように燃料やそれを取り巻く炉心の状況は激しく変化し、燃料管理を行う上で考慮すべき事象は多い。特に、それらの時間発達を理解しておくことは重要である。なぜなら、事故時においては、燃料の状態がどうであり、事故時に実施すべき種々の対策（炉システムに対する影響緩和策だけでなく、周辺住民に対する避難措置も含む）に対して、果たしてどの程度の時間余裕があるかを常に把握しておくことが重要だからである。

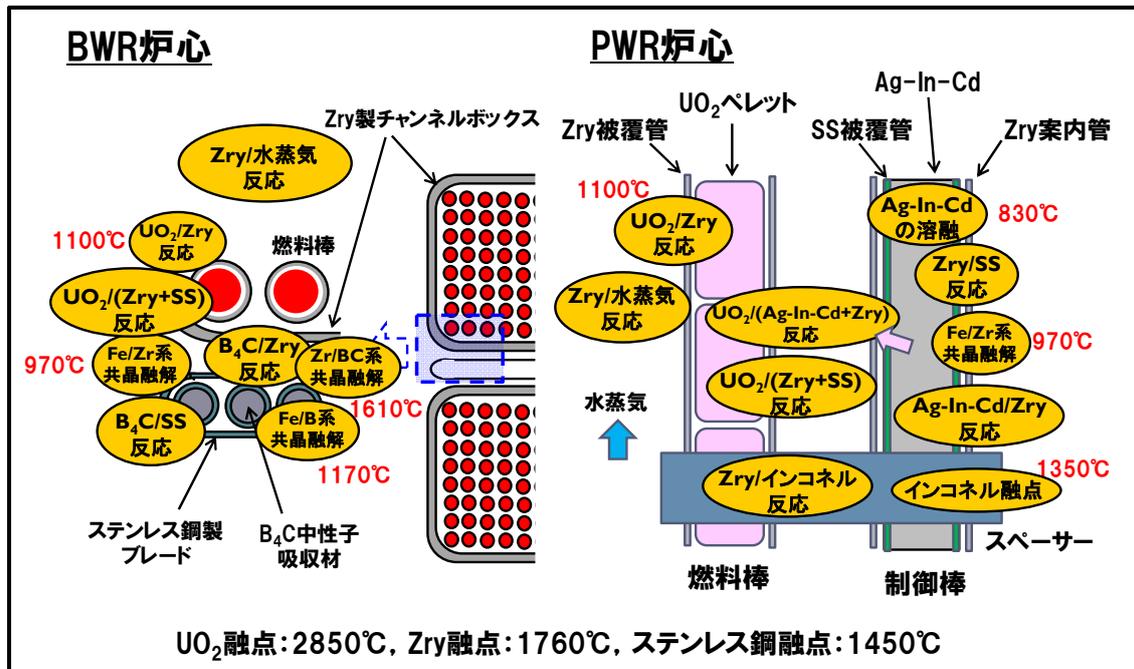


図 2.1.4-6 炉心構成材料間の高温反応[5]

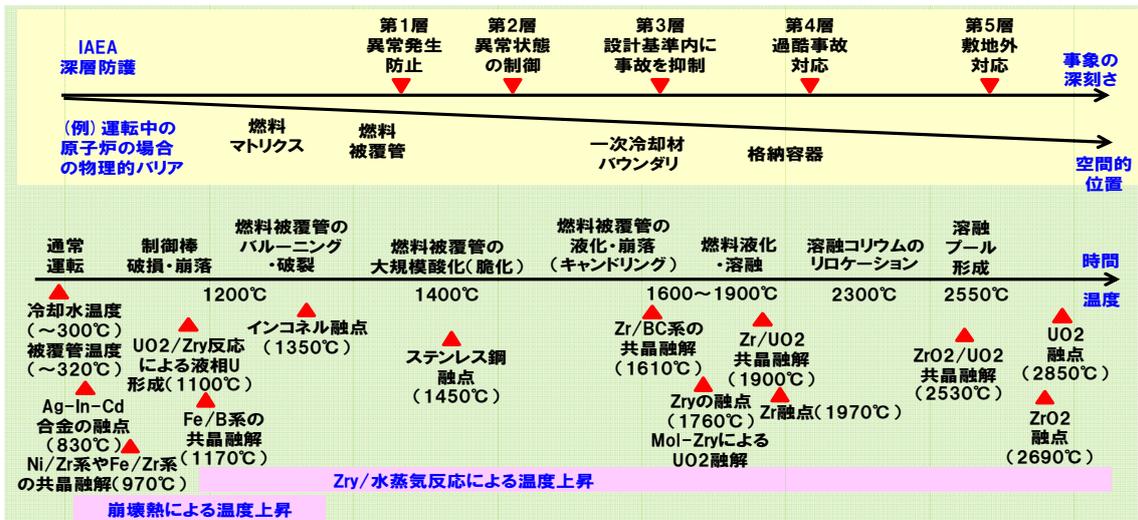


図 2.1.4-7 事故時の燃料のふるまい

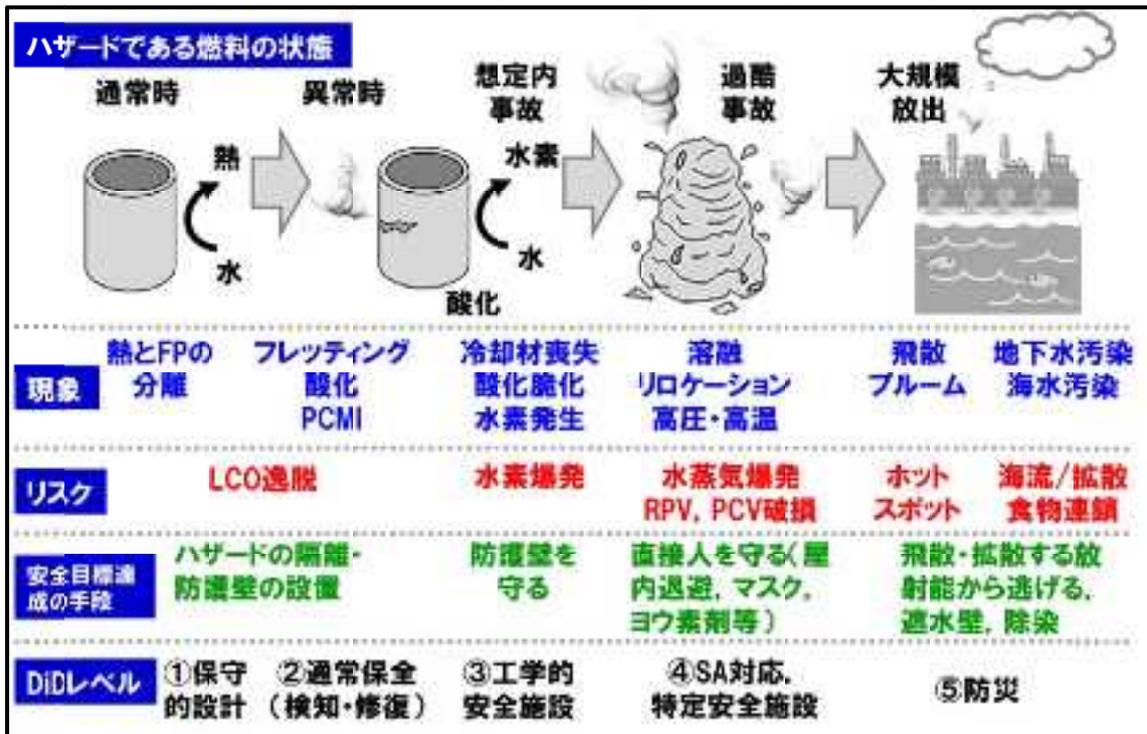


図 2.1.4-8 燃料の状態に応じた安全対策のダイアグラム

図 2.1.4-8 は、熱の発生や放射能放出のハザードである燃料の状態の変化とそれらに対応する安全対策を示している。燃料の状態に対応してそれぞれ懸念されるリスクがあり、それぞれの状況に応じて実施されるべき対策が異なることを意味している。すなわち、通常運転の状態（防護レベル 1）では、適切に 5 重の防護壁を設置すればよいが、異常状態（防護レベル 2）や想定内事故の状態（防護レベル 3）では、防護壁そのものを守る工夫が必要になる。後述する燃料リークの問題に対処したり、ECCS 級の安全系を設置したりすることに相当する。さらに事故が進展し、いわゆるシビアアクシデントの状態（防護レベル 4）になると、今度は、屋内退避やマスク着用など、直接人を守る必要が出てくる。そして、敷地外に放射能が放出される事態（防護レベル 5）では、避難やその後の除染（回復策）が必要になっている。このように、燃料の状態に応じて準備すべき対策は異なる。したがって、「燃料の状態」→「顕在化する現象」→「懸念されるリスク」→「必要な対策」の関係性を明確にしておく必要がある。

(5) 事故の進展と燃料のふるまい

図 2.1.4-9 に EPRI の技術レポート[6]に記載されているアクシデントマネジメントの構成を示す。前述したオブジェクトツリーと同様の構造を有しており、最上位には「目的」があり、下方に向かうに従い、目的を果たすための「機能」、機能を脅かす「脅威」、

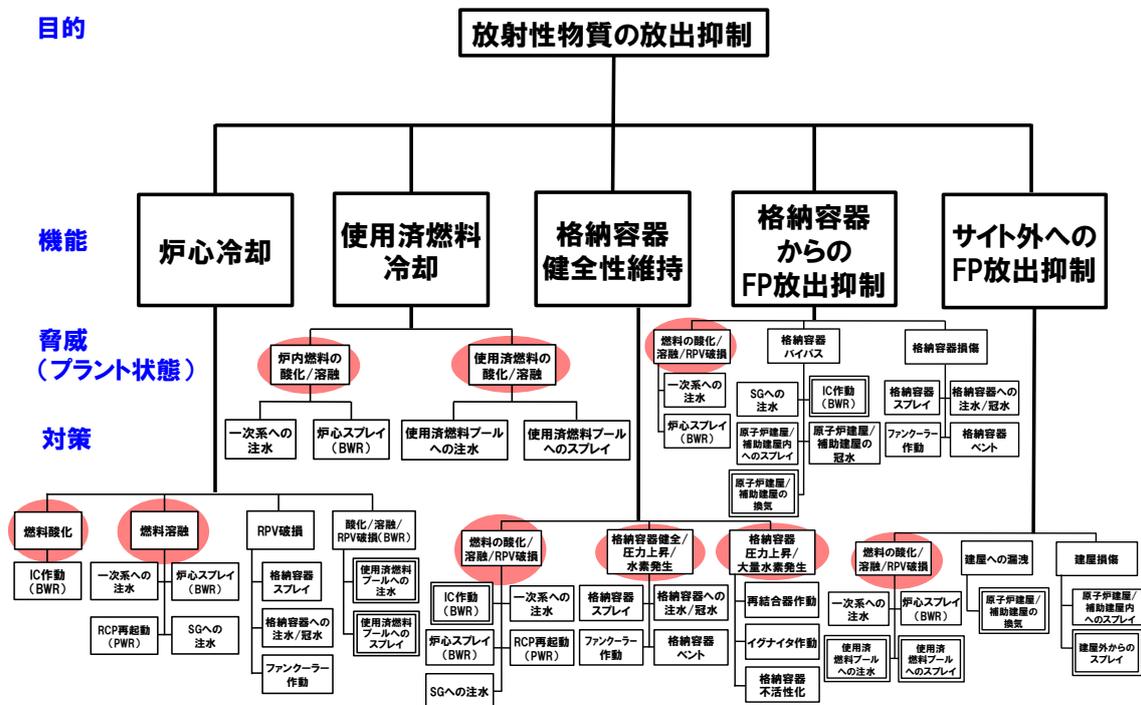


図 2.1.4-9 EPRI SAM 技術レポートにおけるアクシデントマネジメントの構成[6]

脅威を発現させないための「安全対策」という順に展開される階層構造になっている。事故の発生・進展は、熱や水素、放射能の発生源である燃料の状態に強く依存するため、図中赤色で囲んだように、多くの場合、「脅威」は、燃料の状態と直接関連することになる。

「機能」のひとつである格納容器の健全性維持を例に、格納容器の破損に関するメカニズムを階層的に展開した図を図 2.1.4-10 に示す。このように、破損のメカニズムを掘り下げると、燃料の状態とそれに起因して発生する事象のつながりを明確にすることが出来る。こうした展開図は、事象の原因と結果を連鎖的に示すことになっている。すなわち、図の下から上に向かって、ある事象が「原因」となって別の事象（結果）を生み、そしてその「結果」となった事象が今度は「原因」となって次の「結果」を生んでいる。この事象の因果関係の連鎖を俯瞰した図を、ここでは、「因果関係ダイアグラム」と呼ぶことにする。

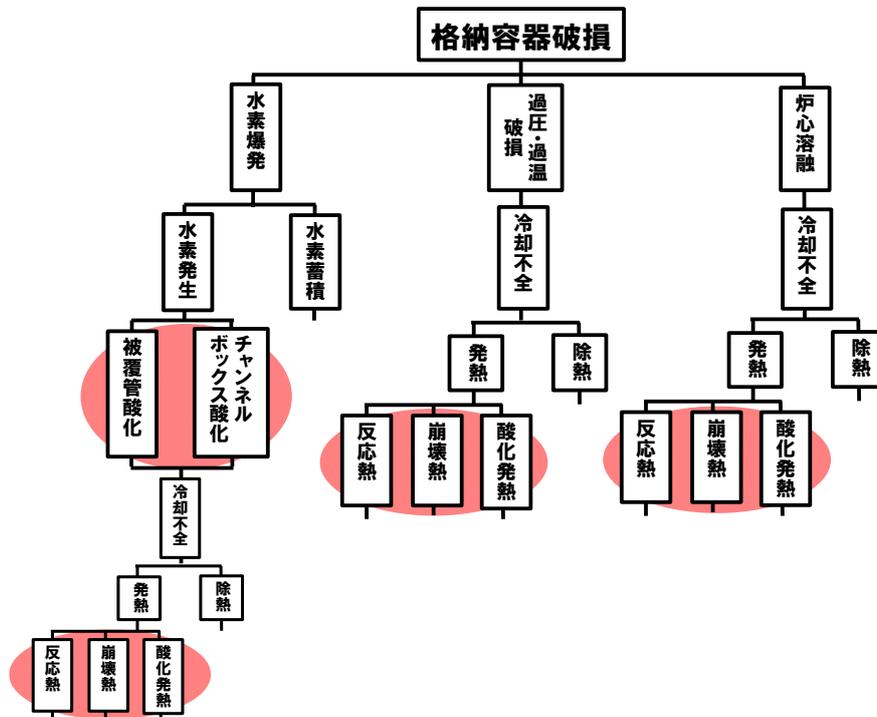


図 2.1.4-10 格納容器破損メカニズムの展開（因果関係ダイアグラム）

(6) 因果関係ダイアグラムを定量化するためのリスク評価

燃料の状態とそれに起因して懸念されるリスクの関係が明確になれば、リスクを下げるための具体的な安全対策を系統的に検討することが可能になる。ここでは、原子炉のリスク評価に使用されている確率論的リスク評価（PRA）のロジックを援用し、前述した因果関係ダイアグラムをもとにリスクの定量化を試みた。

まず、確率論的リスク評価手法の概要を、地震 PRA を例に説明する。図 2.1.4-11 は、地震 PRA で使われる「ハザード曲線」と「フラジリティ曲線」、および、「炉心損傷頻度曲線」を示している。ハザード曲線は地震の発生確率の分布を表し、フラジリティ曲線は地震発生時の原子炉機器の機能喪失確率を表す。これらの情報をもとに、いわゆるフォールトツリー解析やイベントツリー解析を行って得られるのが、「炉心損傷頻度曲線」（いわゆる残余のリスクを示す）である。こうしてリスクは定量化される。図の右側にある炉心損傷頻度曲線（より一般的には、「リスク発現頻度曲線」と呼ぶことにする）を積分した斜線部分の面積が、いわゆる「炉心損傷頻度 (CDF)」である。ここで、懸念されるリスクの「原因」を、その発生頻度と対象物の応答特性に分け、それぞれをハザード曲線とフラジリティ曲線として定量化されることに注意されたい。また、「リスク発現頻度曲線」は、そうした原因によってもたらされる「結果」を定量化したものである。

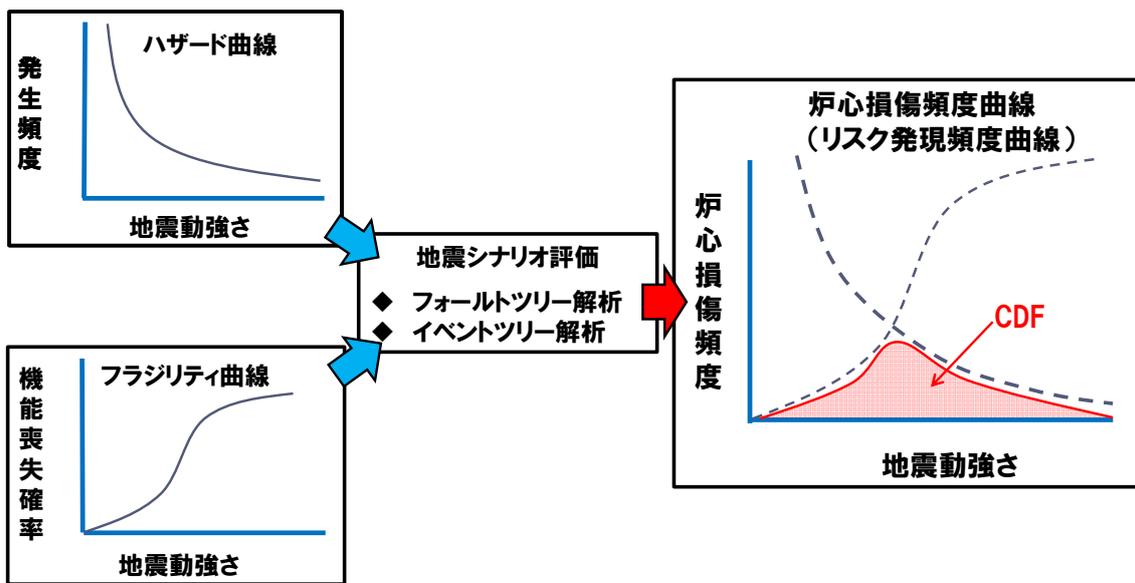


図 2.1.4-11 地震 PRA の概要[7]

図 2.1.4-12 は、因果関係とリスク評価の関係を表している。ここではこれを、「リスク戦略ダイアグラム」と呼ぶことにする。図中右方に示した「状態・原因」－「結果」－「対策」の関係性を線で結んだダイアグラムのうち、「原因」－「結果」の部分は、図 2.1.4-10 に示した因果関係ダイアグラムから得られる。この場合、因果関係ダイアグラムの全体の因果関係（一番下の「酸化発熱」や「崩壊熱」等を原因とし、一番上の「格納容器破損」を結果とする場合）を考えてもよいし、そのうちの一部の因果関係（例えば、「発熱」を原

因とし、それと直接的に結び付いている「冷却不全」を結果とする)に限定して考えてもよい。いずれの関係においても、注目している因果関係が、ハザード曲線やフラジリティ曲線等のリスク評価手法によって定量化される。

次に、こうして作成したリスク評価をもとに、実施すべき安全対策を考えることになる。図 2.1.4-12 に示すように、ハザード曲線を下げようとして立案されるのが「異常の発生防止策」であり、フラジリティ曲線を下げようとして決められるのが「異常の影響緩和策」である。ただし、このようにして立案される対策は、通常複数挙げられるものであるから、その際、どの対策を優先すべきかが問題になる(安全対策の優先順位づけ)。例えば炉心溶融事故において格納容器ベント弁を解放することを考える。ベント開の操作によって冷却機能は回復するものの、同時に、一部の閉じ込め機能は放棄することを意味する。果たしてベント弁は的確に開操作が行われるのか? 総合リスクを考えるとベントすることが求められるようなこうした事態であっても、時に、局所リスクにこだわる余り、ベント弁開という判断がなかなかされないことも想像に難くない。このように対策の優先順位を決定しなければならない場合には、立案された安全対策に関連するいくつかのパラメータを用いて、リスク発現頻度曲線の感度解析を行い、その挙動から判断することになる。

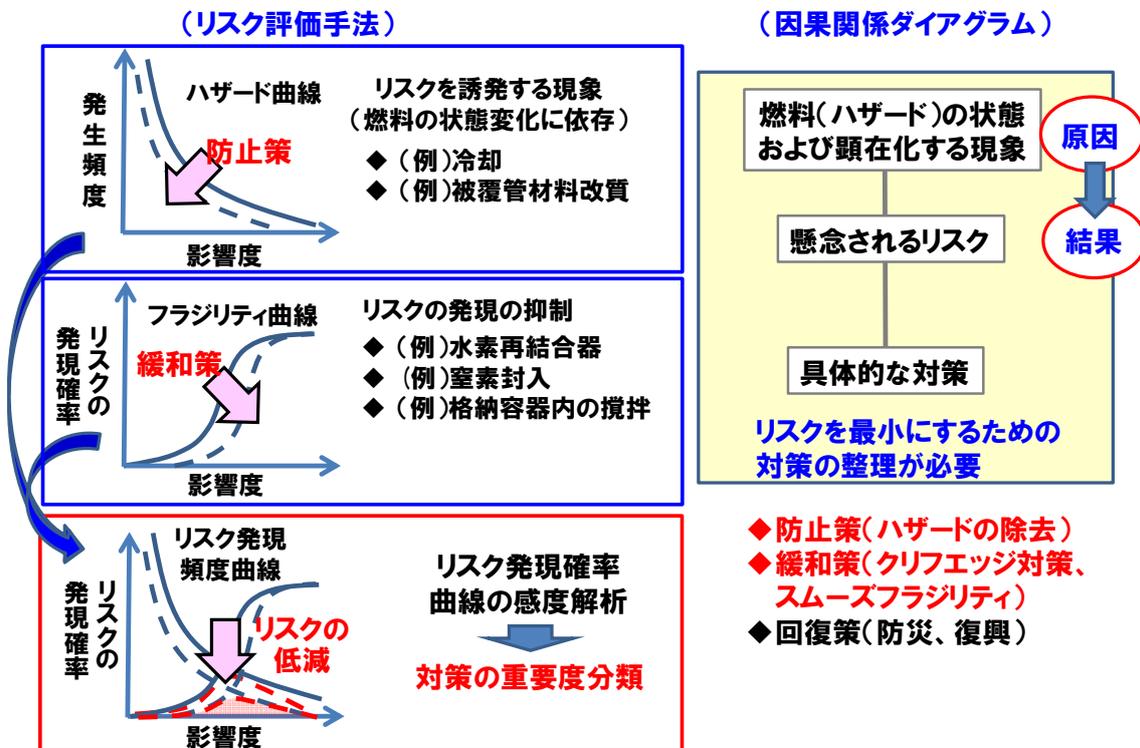


図 2.1.4-12 因果関係ダイアグラムとリスク評価 (リスク戦略ダイアグラム)

(7) 通常時および異常過渡時における燃料管理に対するリスク戦略ダイアグラム

前述のリスク評価とそれに基づく対策の優先順位づけについて、具体例を示して説明する。ここでは、燃料被覆管材料の破損によって放射性物質が炉水へと漏えいする「燃料リークの問題」について考える。

まず、通常時および異常過渡時の燃料管理として、燃料リーク問題について説明する。燃料リークは、運用中の燃料の被覆管の破損によってFPが炉水に放出される異常現象である。炉水の放射能濃度は、冷却水喪失事故時の敷地境界における公衆被ばくを1事故あたり5mSv以下になるように規制される。具体的には、炉水中のヨウ素131 (I-131) の濃度が「燃料リークに起因する運転上の制限値 (LC0)」として、保安規定によってプラントごとに決められている (前年度および前々年度の報告書参照)。しかしながら実際は、定期検査時の作業員被ばくや地元自治体との取り決め等により、LC0基準よりも低い基準値 (管理目標値) で事業者ごとに管理される。炉水中のヨウ素濃度測定は、通常、週数回程度のサンプリング調査によって実施されるが、基準値を超えた場合、炉を計画外停止するなどの措置がとられる (その他に、部分的な制御棒挿入による出力抑制運転や炉水濃度の監視強化 (いわゆる様子見) などの措置もある)。この自社基準 (管理目標値) があまりに低い (厳しい) と、過度の保守性から過度の保全を行うことになる。頻繁な計画外停止によってハード面のダメージは避けられないことから、こうした場合、必ずしもシステム安全は達成されないことになる。管理目標値の設定や燃料リーク対策にも合理性が求められている。

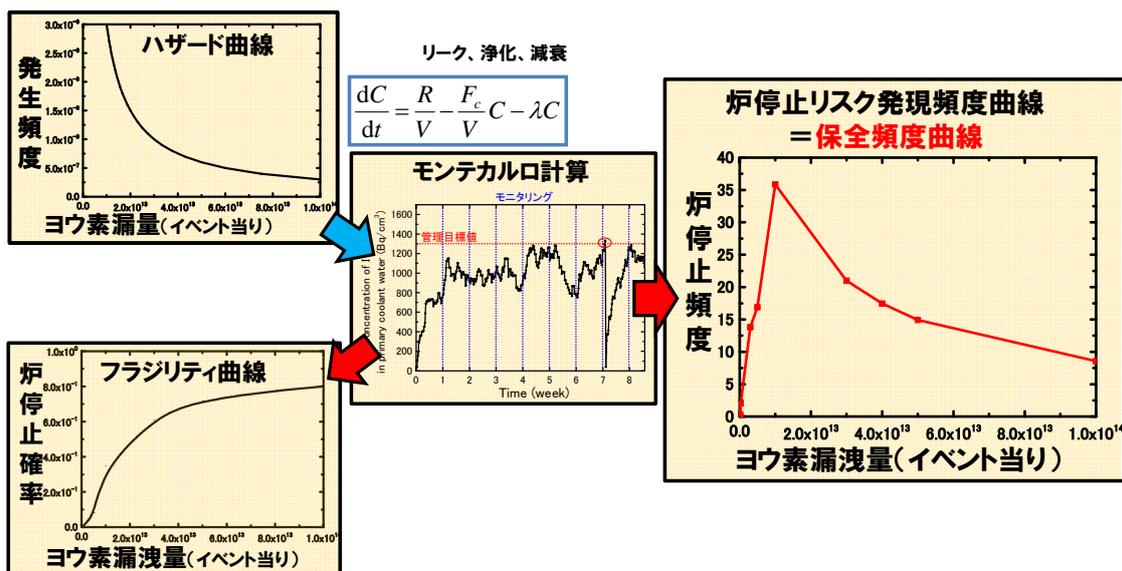


図 2.1.4-13 PRA 手法を援用した燃料リークの影響評価[8]

そこで、文献 [8] では、PRA の評価手法を援用し、リスク評価をもとに燃料リーク対策の最適化の試みがなされている。すなわち、図 2.1.4-13 に示すように、燃料リーク事象発生時のヨウ素の漏えい量と事象の発生頻度を表す「ハザード曲線」を設定し、モンテカルロ法を用いて炉水ヨウ素濃度の時間進展を解析し、リスク発現頻度曲線（ここでは、燃料リークに起因する「炉停止頻度曲線」）を導出している。さらに、炉水のサンプリング頻度と管理目標値をパラメータとして炉停止頻度曲線に対する感度解析を行った。そして、最適な燃料リーク管理を実施するには、管理目標値（炉水中のヨウ素 131 濃度）を厳しく設定するよりも、サンプリング頻度を高める方が効果的であるという知見が得られている。

燃料リーク発生時の対策を列挙すると、図 2.1.4-14 のように示される。防止策としては、被覆管の品質管理の向上や不純物フレッティングを防止するための水質管理が挙げられる。また、影響緩和策としては、出力抑制法や炉水ヨウ素濃度の監視強化、および炉停止を伴う燃料交換が挙げられる。前述のように、文献 [8] では炉水ヨウ素濃度監視の最適化のみに注目しているが、その他、例えば被覆管品質管理と出力抑制法の適用のどちらを優先させるかなどの課題に対しても、やはりリスク発現頻度曲線の感度解析によって求められるものである。

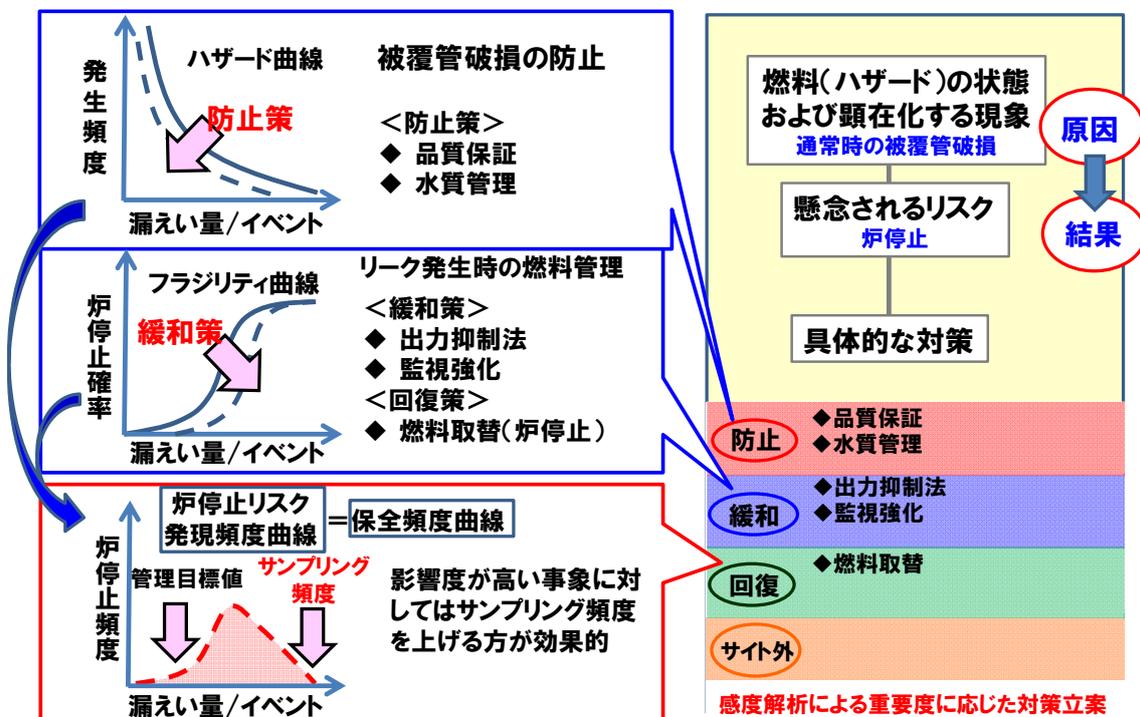


図 2.1.4-14 燃料リーク問題に対するリスク戦略ダイアグラム

(8) 事故時の燃料管理に対するリスク戦略ダイアグラム

次に、事故時の燃料管理の例として、図 2.1.4-10 の因果関係ダイアグラムに示した水素爆発、格納容器過圧過温破損、燃料溶融に対するリスク戦略ダイアグラムを示す。

図 2.1.4-15 は、水素爆発に対するリスク戦略ダイアグラムを示す。水素爆発の原因は、燃料被覆管として使用されているジルコニウム合金の高温酸化に伴う水素の発生であり、ハザード曲線は水素発生量とその頻度として記述することが出来る。そのため、水素の発生量自体を低減させる防止策によってハザード曲線を下げることが出来る。防止策としては冷却機能の強化や、急激な高温酸化が起こりにくい材料への改質などが挙げられる。一方、フラジリティ曲線は、水素が発生した際、水素爆発につながる確率として記述される。フラジリティを下げるためには、発生した水素が蓄積しないようにするための影響緩和策が必要であり、水素再結合器の設置や窒素封入、一か所に集まらないようにするための攪拌、換気などが挙げられる。

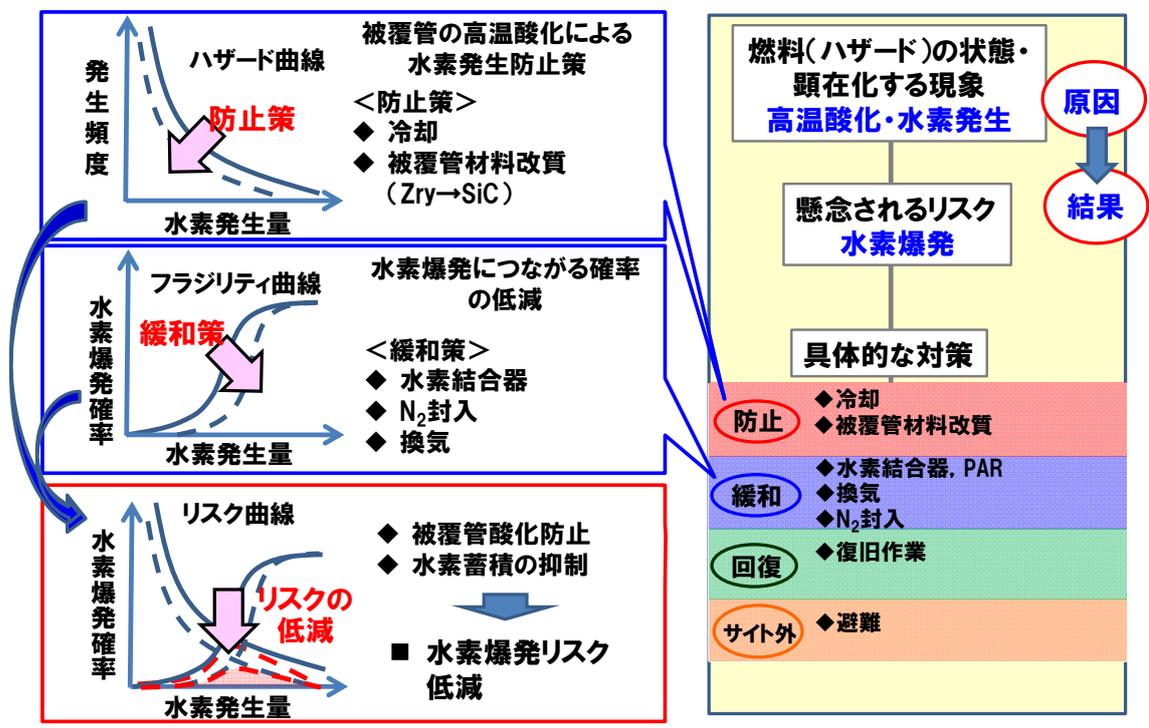


図 2.1.4-15 水素爆発に対するリスク戦略ダイアグラム

ここで注意すべきは、フラジリティ曲線をいかに設定するか、特に、横軸をどのように設定するかという点である。例えば、図 2.1.4-15 のフラジリティ曲線は、必ずしも「水素爆発の現象論」のみによって決定されるものではないことに注意しなければならない。なぜなら現実的なことを考えると、横軸の水素発生量はモニタリングをしている場所での水素量の計測値にすぎないからである。モニタリングをしている場所と水素爆発の起こる場所が一致すれば、フラジリティ曲線は、ほぼ「水素爆発の現象論」によってのみ記述することが可能になると思われるが、一般に、両地点は一致しないであろう。いかにフラジリティ曲線を取得すべきかは、この水素爆発の問題に限らず、その他のあらゆる対策立案において重要である。



図 2.1.4-16 格納容器過圧過温破損に対するリスク戦略ダイアグラム

次に、図 2.1.4-16 は、格納容器の過圧過温破損に対するリスク戦略ダイアグラムを示す。懸念されるリスクは、格納容器破損によって放射性物質が炉外へ放出されることである。また、格納容器の過圧過温破損は、燃料の冷却不全に起因している。そのため、ハザード曲線は燃料温度（モニタリング地点での計測値）とその発現確率として表せる。燃料温度上昇の防止策としては、非常用炉心冷却装置（ECCS）の強化や格納容器ベントによる減圧などが考えられる。一方、フラジリティ曲線は燃料温度（モニタリング地点での計測値）

に対する格納容器の過圧過温破損の発生確率の分布として表せる。燃料温度上昇時に格納容器破損確率を下げるための影響緩和策としては格納容器スプレイや格納容器への注水、冠水などが挙げられる。

このような対策を実施する上で特に判断が難しいのは、前述したように、格納容器ベントである。格納容器ベントは、格納容器を減圧し、冷却機能を回復するための有効な手段であるが、ベントを行えば放射性物質が炉外へ放出されることになるため安易には実施できない。フィルター付きのベントを使用する場合であっても、同様の問題は残るであろう。表 2.1.4-1 に格納容器ベント方式の各国の比較を示す。ベント開始圧力には違いがあるものの、設計圧を基準に設定されており、当然ながら格納容器が破損する前にベントが行われるように考慮されている。そのため、格納容器ベントを適切に実施するためには、事故時においても格納容器内の圧力が確実に監視できるような計装系を配備する必要がある。

表 2.1.4-1 格納容器ベント方式の比較[9]

ベント方式	サンドベッドフィルタ (フランス)	ベンチュリスクラバ型 (ドイツ) <small>* PWR/BWRに使用。他にPWR 用ステンレスファイバ型2種あり。</small>	FILTRA (スウェーデン)	FILTRA-MVSS (スウェーデン)
ベント開始 圧力	5 bar(格納容器設計 圧)	BWR:設計圧と試験圧 の間 0.4-0.7MPa(abs) PWR:試験圧 0.4-0.7MPa(abs)	6.5bar(格納容器設 計圧×1.3)	5-6bar(格納容器設 計圧)
操作方法	手動。運転員が補助 建屋内で手動弁を操 作(中操からの操作 はできない設計)、緊 急時チームと連絡を 取った上で発電所長 の権限で実施。	隔離弁を手動で開(遠 隔操作を行うよう勧告、 RSK)。運転員の責任 だけでは遂行できず、 緊急時管理チームに よる承認が必要。	自動(ラプチャー ディスク)作動であ り意思決定は不要。 尚、上記圧力より低 い圧力での手動操 作も考慮。	自動(ラプチャー ディスク)作動であ り意思決定は不要。 尚、上記圧力より低 い圧力での手動操 作も考慮。
保守・検査	定検時の格納容器気 密試験の後の減圧に 系を利用、作動性を チェック。	1回/年。詳細不明。	機密性/計装系の 作動の確認(3回/ 年)。	動的機器の目視検 査機能試験(1回/ 年)。その他。

図 2.1.4-17 に燃料溶融に対するリスク戦略ダイアグラムを示す。懸念されるリスクは燃料溶融であり、燃料の冷却不全に起因して発生する。そのためハザード曲線は、燃料温度(モニタリング地点での測定値)とその発生頻度として記述できる。防止策としては ECCS などの冷却系の強化や高温酸化による激しい発熱を防止するための被覆管材料の改質などが考えられる。一方、フラジリティ曲線は、燃料温度に対する燃料溶融確率として表され、緩和策としては燃料温度上昇時に溶融しにくい高融点材料への改質などが考えられる。

このようなリスク評価と対策立案のスキームをもとに、対策の有効性を定量的に評価するには、ハザード曲線やフラジリティ曲線を描くためのデータや知見の取得が必要になる。例えば、図 2.1.4-17 のフラジリティ曲線を描くには、事故を想定した高温での燃料のふるまいに関する知見が必要になる。高温での燃料のふるまいに関して実施されている試験についてまとめたのが、表 2.1.4-2 から表 2.1.4-4 までである。表 2.1.4-2 には炉内総合試験が、表 2.1.4-3 と表 2.1.4-4 には炉外総合試験がまとめてある。ただし、事故時の燃料のふるまいについては取得できる知見が非常に限られていることから、シビアアクシデント解析コードも相補的に必要になる。表 2.1.4-5 には、そうした解析コードの一覧を示している。

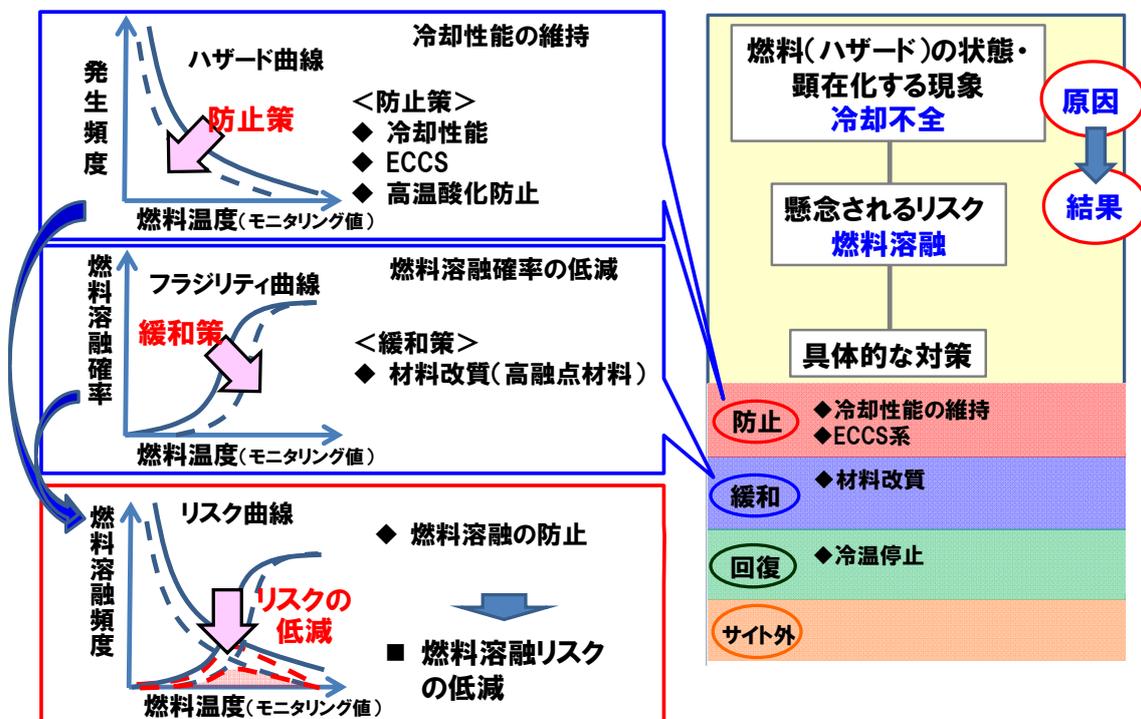


図 2.1.4-17 燃料溶融に対するリスク戦略ダイアグラム

表 2. 1. 4-2 炉外総合試験の概要[10]

試験名	NIELS	CORA	SANDIA-XR
施設	KfK	KfK	SNL
年代	1982～1986	1987～1992	1993～1996
目的	初期の溶融進展過程	初期の溶融進展過程	BWRの金属溶融物の排出挙動
燃焼度	未照射UO ₂	未照射UO ₂	未照射UO ₂
燃料棒本数	1～9	25～59	64
制御棒	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd/B ₄ C	B ₄ C
圧力	0.1 MPa	0.2～1.0 MPa	0.1 MPa
最高温度	2523 K	2300～2500 K	～2300 K

表 2. 1. 4-3 炉外総合試験の概要 1 [10]

試験名	TMI-2	PBF-SFD	STEP	ACRR-DF	ACRR-ST
施設	発電炉	PBF/INEL	TREAT/ANL	ACRR/SNL	ACRR/SNL
年代	1979	1982～1985	1984～1985	1984～1986	1985～1989
目的	-	燃料破損過程、FP放出	FP放出	燃料破損過程	還元雰囲気下でのFP放出
燃焼度	0.9GWd/t	0～38 GWd/t	31～36 GWd/t	未照射	47 GWd/t
燃料棒本数	全炉心	28～32	4	9～14	4
制御棒	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd		Ag-In-Cd/B ₄ C	なし
圧力	5～15 MPa	6.8～7.0 MPa	0.3～8 MPa	0.7～2.0	0.2～2.0 MPa
最高温度	>3000 K	>2800K	～2900 K	～2700 K	～2500 K

表 2.1.4-4 炉外総合試験の概要 2 [10]

試験名	NRU-FLHT	LOFT-FP	Phebus-SFD	Phebus-FP	ACRR-MP
施設	NRU/AECL	LOFT/INEL	Phebus/CEA	Phebus/CEA	ACRR/SNL
年代	1985～1987	1984～1985	1986～1989	1993～2004	1989～1992
目的	実長の燃料破損過程	初期の炉心損傷過程	初期の炉心損傷過程	後期の溶融進展過程、FP放出	後期の溶融進展過程
燃焼度	0～28 GWd/t	0.4～1.4GWd/t	未照射	0～38GWd/t	未照射
燃料棒本数	11～12	11×11	21	20(FPT4はデブリベッド試験)	UO ₂ /ZrO ₂ デブリベッド～3kg
制御棒	なし	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd/B ₄ C	Ag, In
圧力	1.4 MPa	0.3～1.4 MPa	0.5～3.5MPa	0.2MPa	0.1MPa
最高温度	2300～2600 K	2400～3000 K	～2750 K	>2800 K	～3400 K

表 2.1.4-5 シビアアクシデント解析コード[11]

コード名	MAAP	MELCOR	RELAP/SCDAP	THALES2	SAMPSON
開発主体	米国EPRI	USNRC	USNRS→ISS社	JAEA	NUPEC
解析対象	In+Ex-Vessel		In-Vessel	In+Ex-Vessel	
機能	水素爆発、水蒸気爆発の機能なし				想定し得る全事象
ユーザ調整係数	多	多	極めて少		なし
計算時間	極短	実時間～数倍	実時間の1/2～1/4	実時間～数倍?	実時間の20倍
モデルの特徴	経験式を多数採用		SAMPSONに類似	ソースターム評価	理論的・機構論的
ユーザ依存性	解析者により異なる結果		解析対象による		ユーザ依存なし
コード検証・保守	ユーザグループ内で実施 (一部SPIIに参加)			実験解析主体	ISP,公開実験主体

最後に、使用済み燃料の管理の例として、図 2.1.4-18 にプール貯蔵燃料の溶融に対するリスク戦略ダイアグラムを示す。プール貯蔵燃料の冷却を考える上では、プールの水位を保つことが重要である。そのため、ハザード曲線はプール水位の低下とその発生頻度として記述される。発生防止策としては、電源喪失による水位低下に備え、非常用電源や復水貯蔵タンク、可搬式ポンプ・バッテリーの配備などが挙げられる。

一方、フラジリティ曲線は、水位の低下量に対する燃料溶融発生確率として表すことが

できる。フラジリティ曲線を下げるための影響緩和策には、高融点材料への改質などが考えられる。また、プール貯蔵燃料は、炉内燃料よりも事故時の事象の進展が遅いため、プールの水位に応じて可搬式冷却設備なども活用した柔軟な対策立案が可能である。そのためには、プール水位の変化を把握するための計装系の配備が重要になる。

NEIの報告書[12]では、図2.1.4-19に示したように、検知すべきクリティカルな水位として3段階のレベルを設定している。レベル1は通常運転を行うのに十分な水位、レベル2は放射線防護上十分な水位、レベル3はプールへの注水が直ちに必要で水位であり使用済燃料ラックが冠水する水位に該当する。このようなクリティカルな水位については、確実に検知できるように計装系が配備されるべきであり、事象の進展に応じた対策を考える上でも非常に重要な指標になると考えられる。

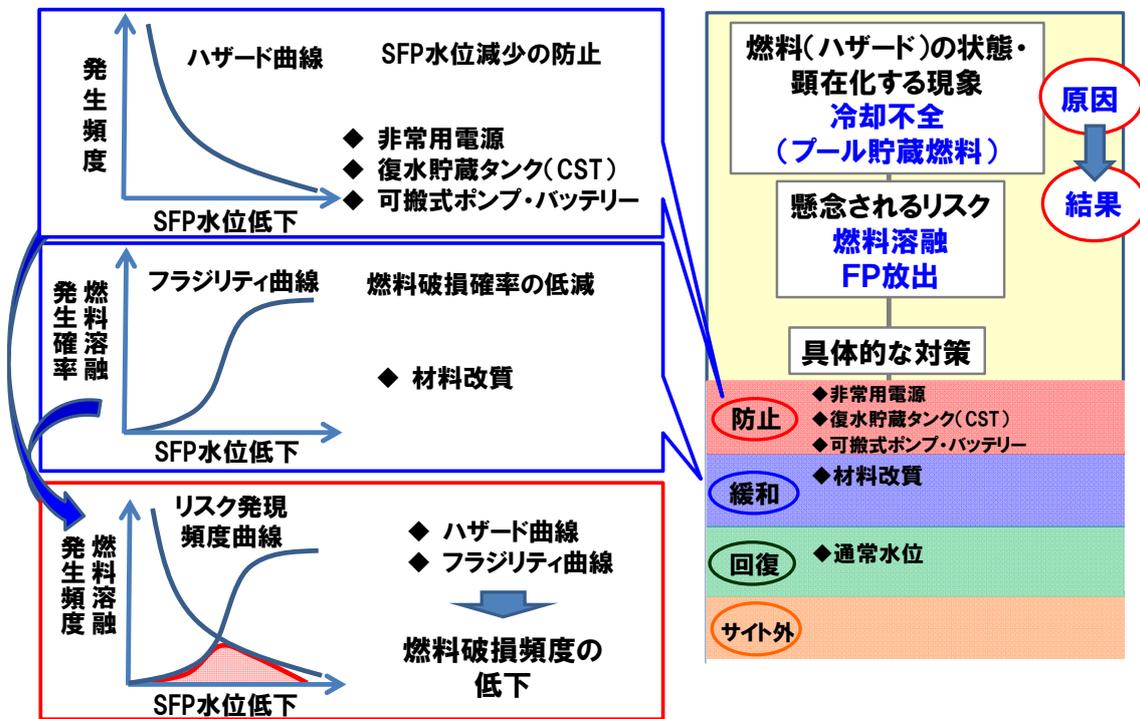


図 2.1.4-18 プール貯蔵燃料溶融に対するリスク戦略ダイアグラム

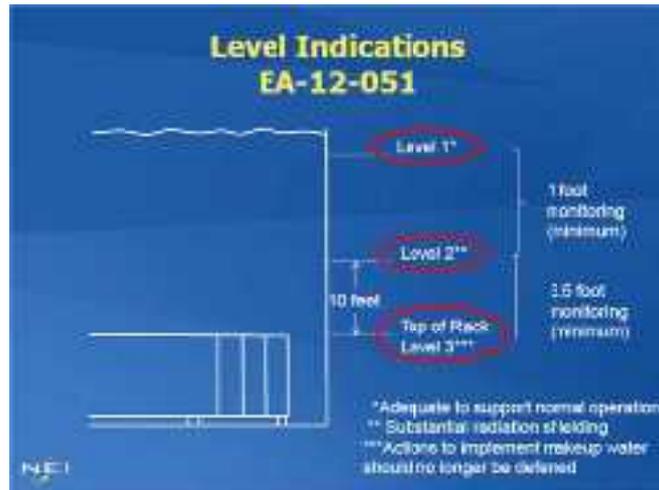


図 2.1.4-19 米国の SFP 計装に対する取り組み[12]

以上のように、通常時、異常過渡時、事故時、使用後の様々な段階における燃料管理を考えるためのリスク戦略ダイアグラムの適用例について紹介した。しかし、ここで示したものは一例に過ぎず、本スキームを適用するに当たっては、すでに指摘したように、「ハザード曲線」、「フラジリティ曲線」、「リスク発現頻度曲線」を記述する際の横軸となる指標の設定が重要である。有効な指標の計測可能性についても考慮して選定するべきである。

また、今後の課題として、燃料の状態とリスクの因果関係を直接結び付けることが困難な場合や、様々な事象が関連し複数のハザード曲線やフラジリティ曲線を考えなければならない場合については本スキームをどのように適用すべきか更なる検討が必要である。

(9) まとめ

燃料は熱や水素、放射能の発生源であり、刻々と変化する状態に応じた対策を行う必要がある。本章では、燃料の状態に基づいてハザードを抽出し、懸念されるリスクの評価をもとに、発生防止策、影響緩和策を立案すること、また、それらを優先順位付けするためのスキームを示した。因果関係ダイアグラムによって燃料の状態とリスクのつながりを明確にするとともに、種々の現象に対して、リスク戦略ダイアグラムに沿って、情報収集、リスク評価、対策の提案を行うことが重要である。

今後の課題としては、今年度策定したスキームの具体化と統計量の少ない事象を定量化するための検討が挙げられる。

参考資料

- [1] Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev.1 INSAG-12, IAEA, 1999.
- [2] OECD/NEA report, “The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: OECD/NEA Nuclear Safety Response and Lessons Learnt”, NEA No. 7161, September 10, 2013.
- [3] IAEA Safety Reports Series No. 46, Assessment of defense in depth for nuclear power plants, 2005.
- [4] 日本原子力学会標準委員会, 発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書 第1分冊: 炉心及び燃料の安全設計, AESJ-SC-P00X: 201X, to be published
- [5] 永瀬文久 (JAEA), 「シビアアクシデント時に炉心材料に起こる現象」, 平成25年日本原子力学会材料夏期セミナー発表資料, 2013.
- [6] EPRI, “SAMG TBR Volume 1”, ML12318A079 (NRC Briefing on SAMG TBR), 2012.
- [7] Sugino H, Iwabuchi Y, Nishio M, Tsutsumi H, Sakagami M, Ebisawa K, The 14th World Conference on Earthquake Engineering, 2008.
- [8] 山本泰功, 軽水炉保全高度化のためのモデリング研究, 京都大学博士学位論文, 2014.
- [9] 原子炉安全基準専門部会 共通問題懇談会, 第13回PSA検討ワーキンググループ, 配布資料 メモ共 PSA13-1 格納容器ベントに関する検討, 平成2年10月.
- [10] 尾形孝成, 「溶融燃料サブワーキンググループ活動報告」, 日本原子力学会2013年春の大会核燃料部会セッション (溶融燃料サブワーキンググループ活動報告), 2013.
- [11] 内藤正則, 「軽水炉シビアアクシデント評価技術の現状と福島第一原子力発電所の事故進展解析」, 第12回「材料」夏期セミナー資料, p. 10, 平成25年8月.
- [12] NEI 12-02: Industry Guidance for Compliance with NRC Order EA-12-051, “To Modify Licenses with Regard to Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation”, Aug. 2012.

2.1.5 漏えい評価の基準化

(1)漏洩流量評価

1) 概要

さまざまな漏えい事象における評価の基準や考え方、漏えい発生の事例について概観する。具体的には、LBB 評価の概念の考え方、内部溢水影響評価の考え方と基本方針、ピンホール型漏えいと発生例ならびにクラック型漏えいと発生例について述べる。

2) LBB 評価

配管内部に存在した亀裂や減肉などといった欠陥が運転中に進展して貫通したとしても、材料の靱性が十分に高いか、あるいは作用応力が低ければ脆性破壊または延性不安定破壊にいたらず破断前に冷却材漏洩を検知し、対応措置をとることによりプラントを安全に停止できるという概念である。図2.1.5-1にLBB 概念の概要図を示す。原子力プラントの配管系では、圧力バウンダリからの冷却材の漏れを常時監視しており、漏れが発生してから圧力バウンダリの破壊までに十分に時間の余裕があれば原子炉の停止などの措置が講じられているため破壊には至らない。本研究で対象とするピンホール形状の損傷は延性破壊に至る可能性が低いことからLBB が成立しやすい。また、LBB が成立する場合にはパイプホップやレストレイントなどの防護設備が不要となり設備の費用低減や検査のための被ばく量低減等の利点が生じる。

LBB 成立性評価は、漏洩検知設備は1gpm(0.23m³/h)の漏洩を1 時間以内に検知でき、主蒸気管および主給水管からの漏洩がその値を超えた場合には原子炉の停止操作を行うことなどの運転管理や構造の技術基準を満足していること、応力腐食割れやエロージョン・コロージョンについて損傷防止対策が施されていることなどの構造健全性面などの条件が前提となっている。LBB 成立性の評価において漏洩検知設備には5 倍のマージン(5gpm)を設定している。

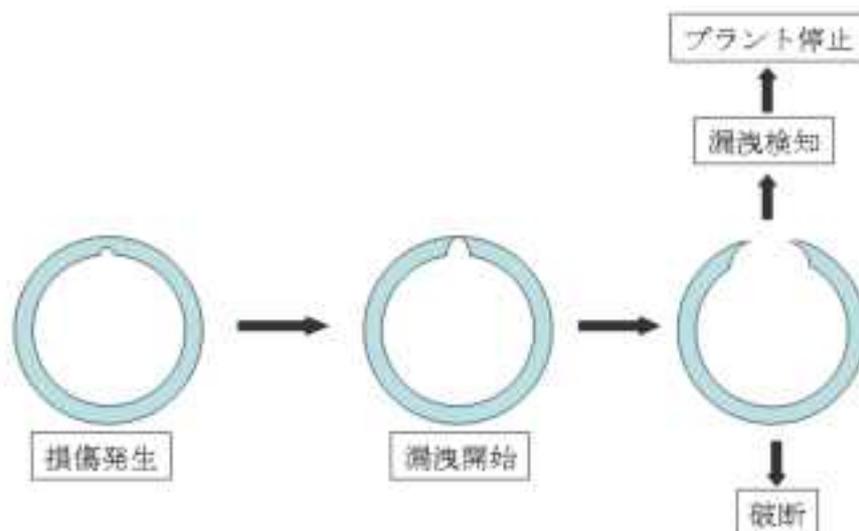


図 2.1.5-1 LBB 概念モデル

3) 内部溢水影響評価

2011年3月11日の福島原発事故以降、原子力プラントの内部溢水を検討する取り組みができています。福島の事故では津波の影響でディーゼル発電機などの重要機器が水没・被水により、その機能が失われ、電源が確保できずに炉心溶融まで至ったとされている。このように、プラント内で溢水が起きた場合の安全対策や評価が今までは不十分であったと言える。そこで、プラント内で溢水が起こった場合のプラントの安全性を評価するために、原子力発電所の内部溢水防護評価ガイドの策定が進められている。

この評価を新規制に組み込むことで、プラントの安全基盤の向上を目指している。具体的な評価例を図2.1.5-2に示す。内部溢水評価の大まかな流れを示したフロー図を図2.1.5-3に示す。区画2で漏洩があった場合、各区画に対してどのような影響があるか評価する。例えば、区画1であれば、漏えい箇所より上階であるため、溢水経路とはならず、評価は不要である。次に、区画4に対しては、床開口やドレン配管、貫通部からの流入があることから評価が必要である。また、床開口からの飛散距離内に防護対象Dがあることから、被水や没水による評価が必要である。新規制基準では、B、C級配管溶接部の全数破断を想定するように求められており、これらの漏えいが発生した場合、最地下階へ内部溢水が流下するとし、漏えい検知系による溢水部上流のポンプを停止したり、弁を閉じることによって、LBB概念を成立させ、止水ドアを設置した溢水防護区画内の重要機器を守ることを、内部溢水の基本対策方針とする。

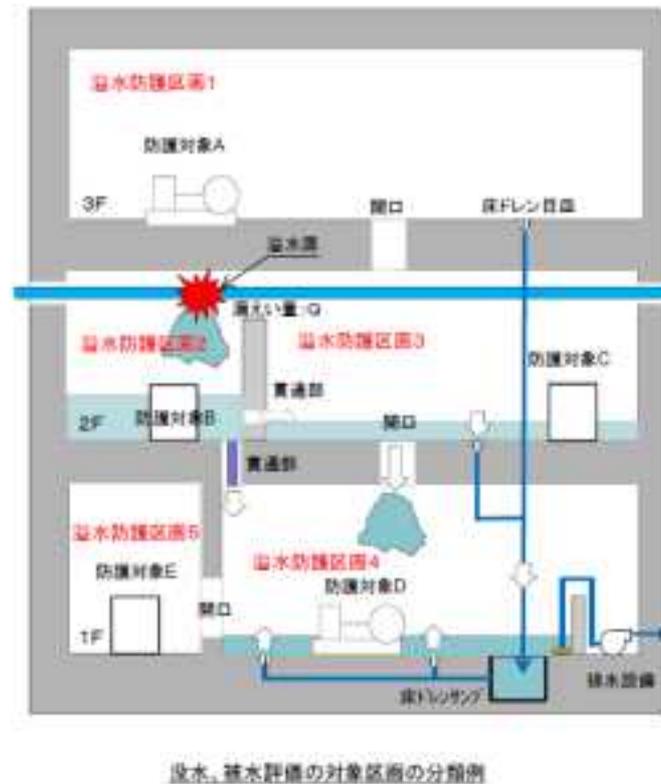


図 2.1.5-2 内部溢水の浸水評価手順の例

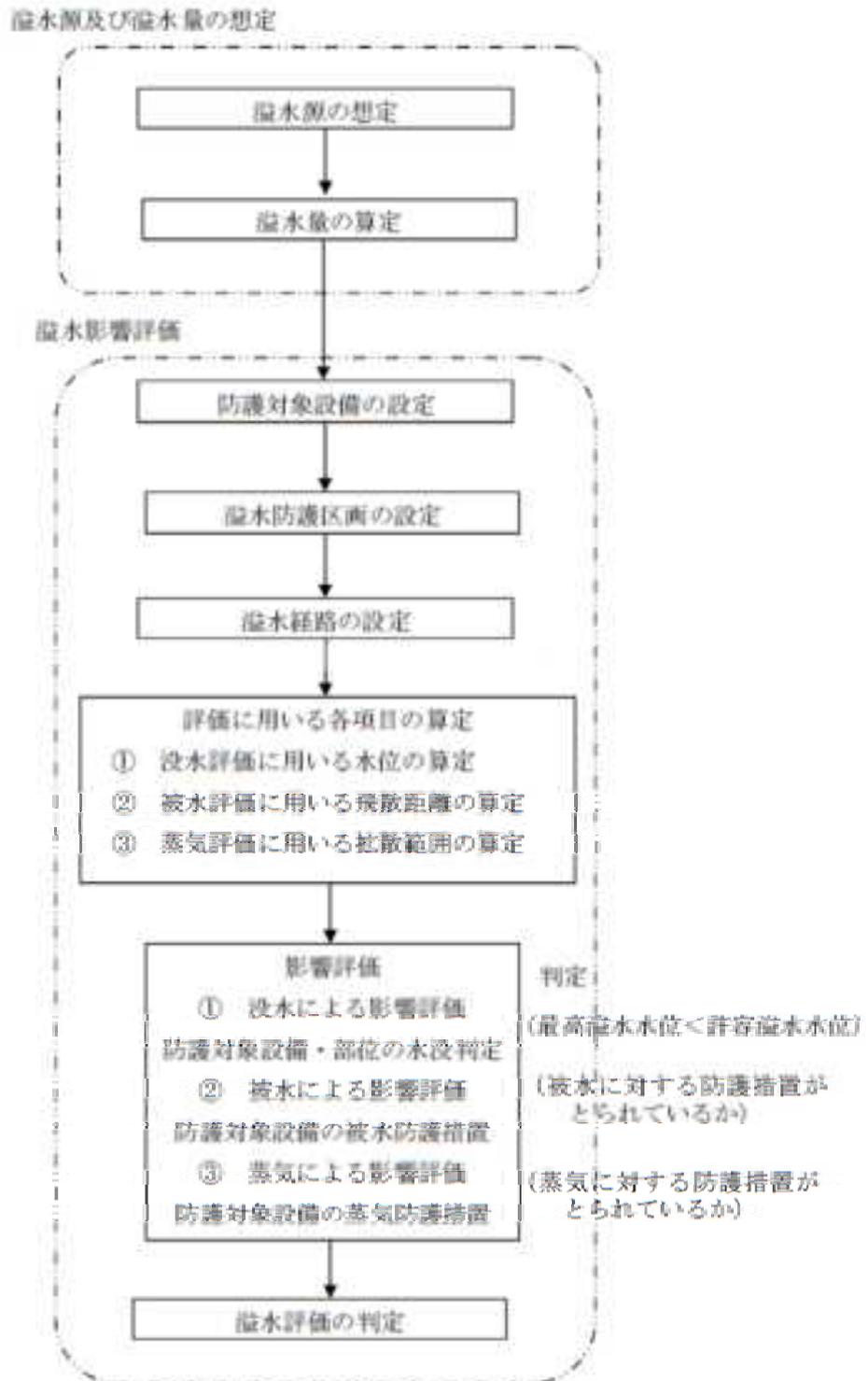


図 2.1.5-3 内部溢水影響評価フロー

4) ピンホール型漏えいと発生例

ピンホール型の蒸気漏えいの主な原因は液滴衝撃エロージョン(Liquid Droplet Impingement Erosion ; LDI)である。

高速二相流の配管系統において流れによって高速の液滴が配管内壁に衝突し、局所的に大きな衝撃力が発生することによって表面酸化膜や母材を変形、劣化させ、少しずつ材料を脱離させ減肉を生じさせる現象である。表面が侵食されることによってその部分で応力集中が起き、損傷が拡大する。この液滴衝撃エロージョンは液滴の繰り返し衝突による累積的な侵食であることから疲労損傷の一つであるとも考えられている。

図2.1.5-4のように原子力発電所では、ドレン配管など凝縮水と蒸気が混在する箇所配管破損が多く発生している。この現象は、液滴の慣性により配管壁面に衝突しやすい曲がり部やオリフィス近傍で発生しやすく、減肉が進行すると配管壁に小さなピンホールを生じさせ、蒸気や凝縮水のリークが発生する。大規模な配管破断を引き起こす可能性は低く、局所的かつ微小損傷である。



図2.1.5-4 損傷配管の内面と外面

柏崎刈羽発電所 1 号機主復水器ドレン配管漏洩

タービン建屋主復水器近くの、リード管に発生した凝縮水を主復水器へ排出する小口径配管からモヤ状に蒸気が漏洩した。当該ドレン配管オリフィス下流部のソケットエルボ端部より下流の直管部に2箇所貫通孔が発生した。配管材料は低合金鋼(STPA23)であり、貫通孔の直径は約1mmであった。原因はエロージョンが支配的であり、貫通孔付近では、流れ方向の上流側に向かうのこぎり歯状の形態が確認された。図2.1.5-5に概要図を示す。

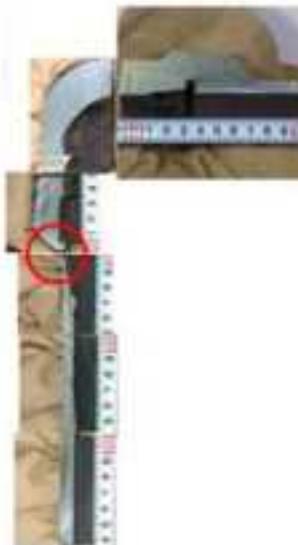


図2.1.5-5 実機プラントでのエロージョンの実例

5) クラック型漏えいと発生例

クラック型の漏えいの主な原因は、疲労破壊によりき裂が生じることである。

疲労破壊とは、時間的に変動する荷重によって発生した亀裂が、繰り返しを重ねるごとに徐々に進行して破壊に至る現象である。一般に破壊までの繰り返し回数が 10^4 回以下を低サイクル疲労、それ以上を高サイクル疲労と分類されている。機械構造物の 80～90% は疲労破壊が関係していると言われていたため、疲労強度に関しては特に十分検討する必要がある。

亀裂は通常、部材表面のわずかな傷や溝などの凹凸や形状の急変などによる応力集中部が起点となって生じることが多い。亀裂の発生様式には多くの種類があるが、最も代表的な様式はすべり変形によるものとされています。引張りおよび圧縮応力が繰り返されるとすべり変形が蓄積し、やがて入込みと呼ばれるくぼみと、突出しと呼ばれる出張りが発生して部材表面が荒れてくる。これが応力集中となって亀裂の起点となる。

例えば、内部に流体が流れる配管であれば、このき裂が進展することで、内部漏えいはじまる。さらに進展するとやがて、配管破断に至る。

敦賀発電所 2 号機再生熱交換器連絡配管漏えい

定格出力にて運転中、原子炉格納容器内の巡視点検中に化学体積制御系等からホウ酸水の漏えいが発見された。漏えい箇所の配管のまわりに取り付けてあった保温材を取り外して点検したところ、3 段ある再生熱交換器の中段と下段の抽出側連絡配管のエルボ（曲り）部にひび割れ損傷を確認した。絡配管および再生熱交換胴部の割れはいずれも高サイクル熱疲労によるものと推定した。図 2.1.5-6 に流動パターン変動による高サイクル熱疲労説明図を示す。

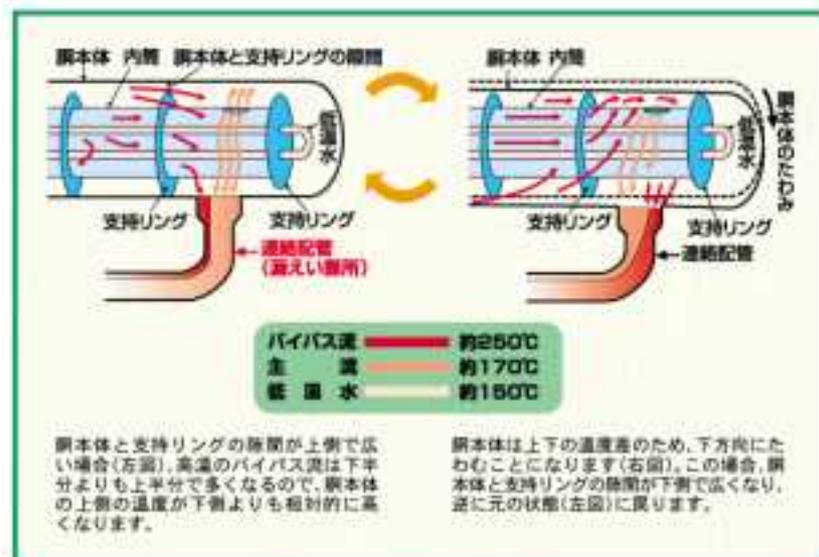


図 2.1.5-6 流動パターン変動による高サイクル熱疲労説明図

(2) ピンホール型漏えい実験

1) 概要

本試験では、オーステナイト系ステンレス鋼の疲労亀裂による蒸気漏洩のみ対象としたLBB概念に関して、高経年化事象または、新規規制基準などの安全政策に適用を拡大させることを目指し、液滴衝撃エロージョンにより形成されたピンホールからの漏洩事象を対象としている。次章に述べる漏えい流量評価手法の検討に用いるための検証用データを本実験で取得した。

2) 実験装置・実験方法

図2.1.5-7に試験装置系統図を示す。図2.1.5-8に示すアキュムレータは、設計圧力が8MPaとなっており、アキュムレータ内水位は差圧伝送器により計測される。図2.1.5-9に試験体外観を、図2.1.5-10に試験体の図面を示す。アキュムレータ内を電気ヒータにより加熱することによって飽和蒸気を生成し、LBB試験体に飽和蒸気を供給した。LBB試験体には電気ヒータが巻きつけられており、飽和温度に設定することによりLBB試験体における熱損失を防止している。LBB試験体の蒸気漏洩穴は図2.1.5-11に示すノズルを組み込むことによりリーク穴を設定した。リーク穴径1mm、2mm、3mmとした三種類のノズルを用いた。

試験では、最大5MPaに加圧された飽和蒸気をLBB試験体に供給し、LBB試験体内部圧力が2MPaに低下するまで連続して蒸気を送り込み、その間の水位低下を水位計によって測定することで蒸気流量を算出した。リーク穴径が3mmの場合のみアキュムレータの設計圧力の観点から最大4MPaから試験を開始した。試験体からの蒸気放出の様子を図2.1.5-12に示す。

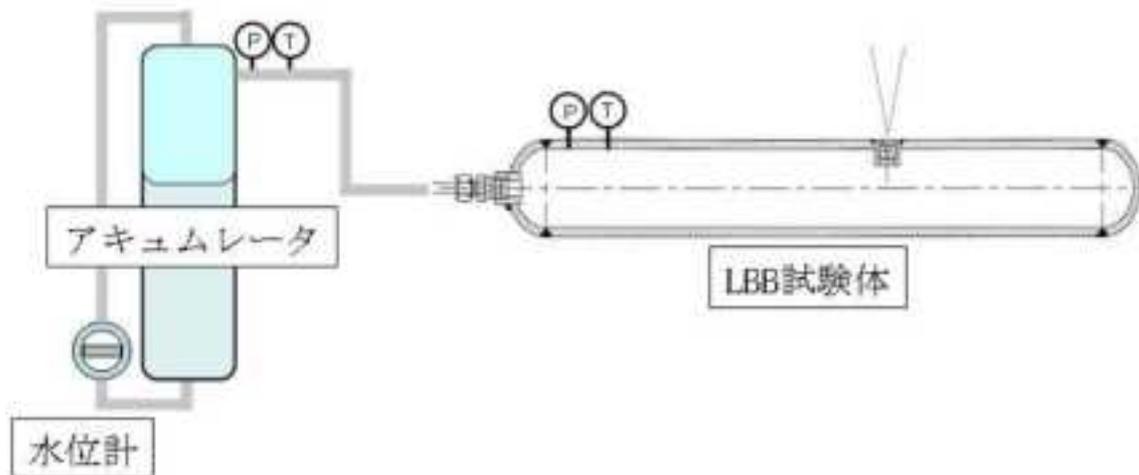


図 2.1.5-7 試験装置系統図

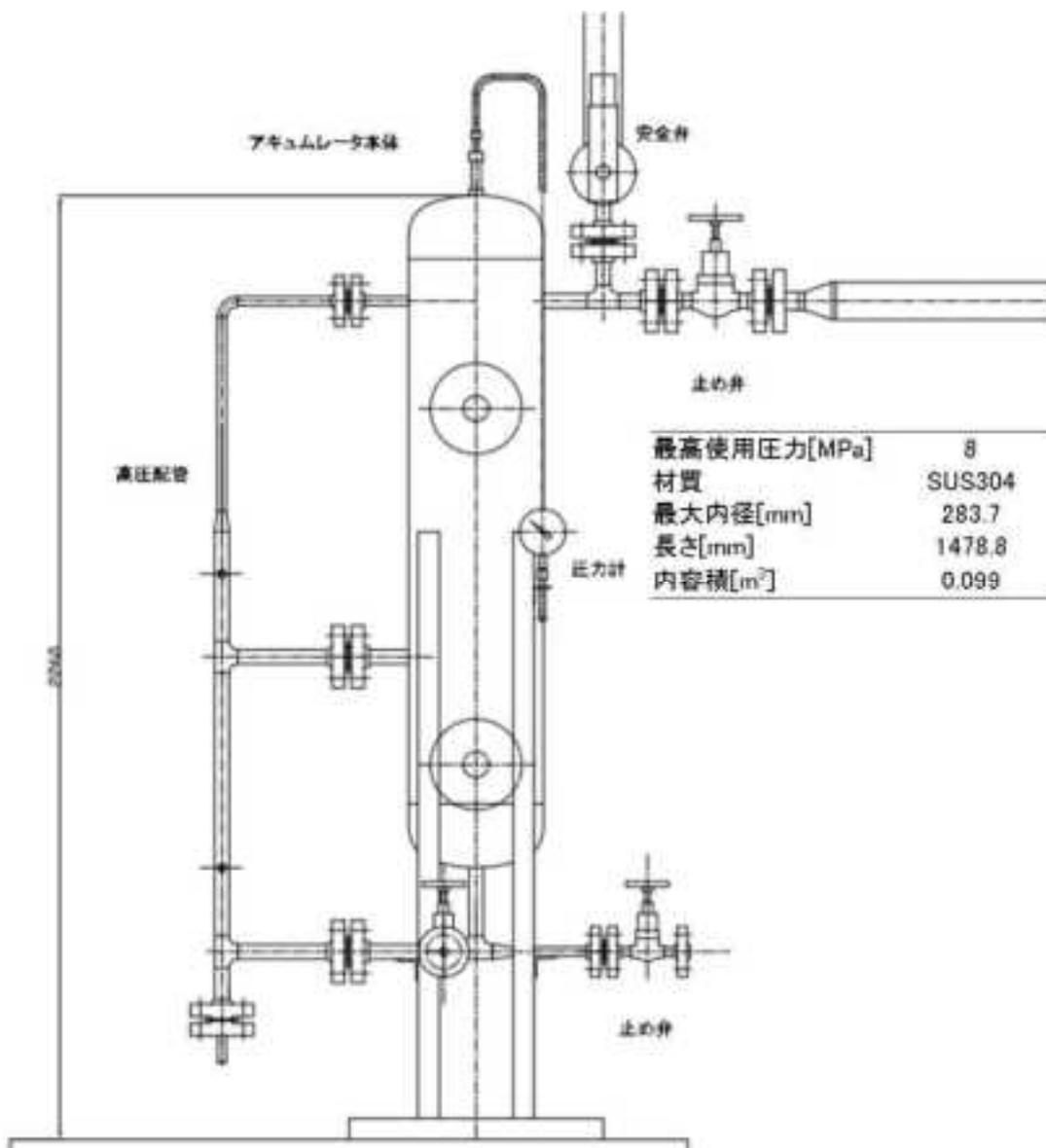


図 2.1.5-8 アキュムレータ図面と仕様



図 2.1.5-9 試験体外観

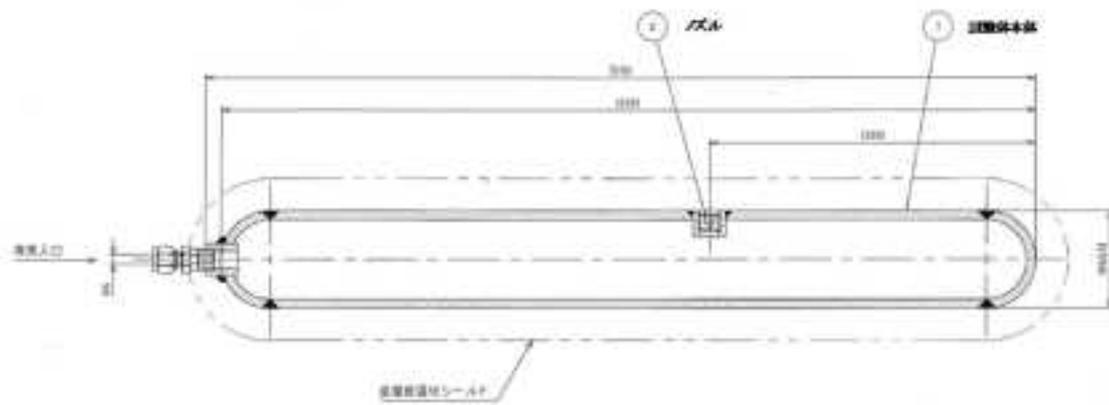


図 2.1.5-10 試験体の図面

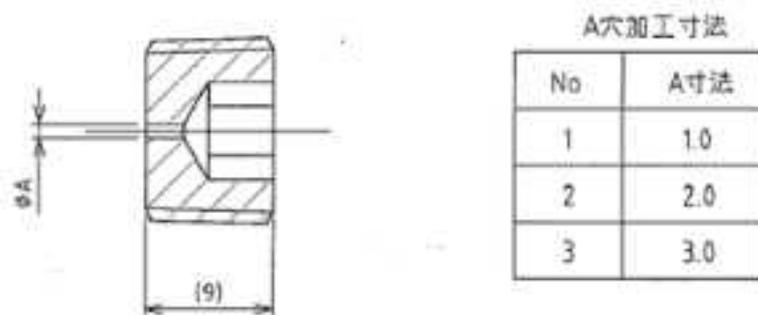


図 2.1.5-11 ノズル部図面



図 2.1.5-12 試験体からの蒸気放出の様子

3) 結果と考察

試験で取得した蒸気流量を評価するために、安全弁の蒸気に対する公称吹出し量（理論流量）の算定方法を用いた流量と実験流量を比較した。単相蒸気に対する理論蒸気量は、式（2.1.5-1）で表される。

$$\dot{G} = 5.25 \cdot C' \cdot C_d \cdot A \cdot P \quad (2.1.5-1)$$

\dot{G} : 公称蒸気流量[kg/h]

C' : 蒸気の性質による係数（表 2.1.5-1 参照）

C_d : 流量係数

A : 吹出し面積[mm²]

P : 吹出し圧力（絶対圧力）[MPa]

図 2.1.5-13 と図 2.1.5-14、図 2.1.5-15 に各リーク径での試験体圧力の時間変化の試験結果を示す。温度変化については、1Φと3Φについては、測定機器の不具合のためにデータ収集が困難であったため省略する。図 2.1.5-16 に2Φでの試験体内の温度の時間変化の試験結果を示す。

Φ2の実験結果から、測定された温度は同時間の圧力に対する飽和温度とほぼ同じ値であることから、試験体から放出される蒸気が飽和蒸気であると言える。

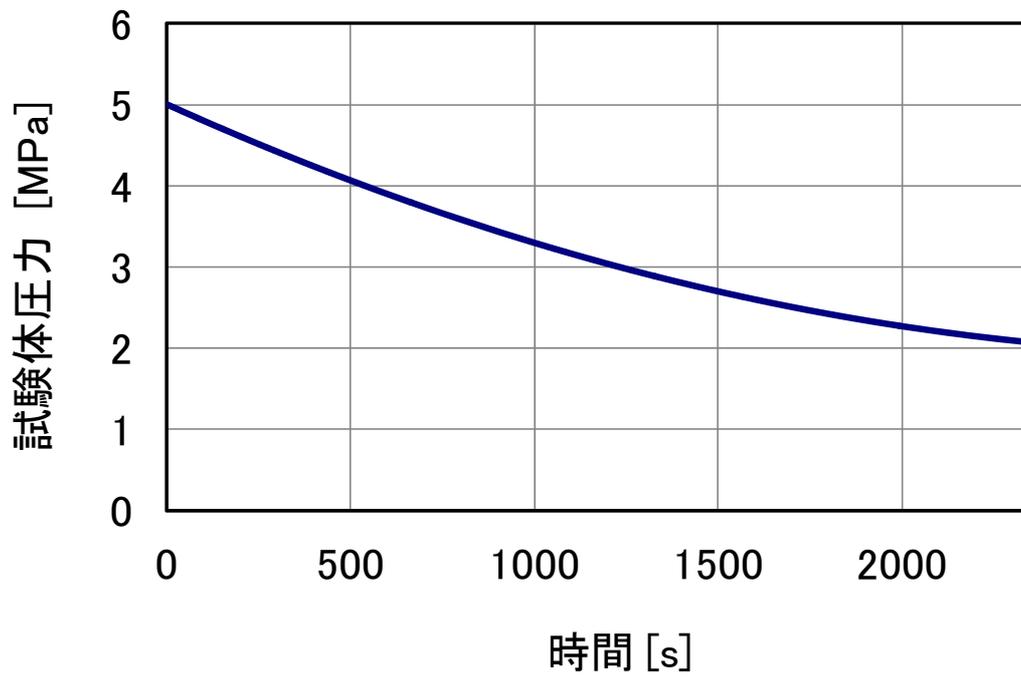


図 2.1.5-13 1Φでの試験体圧力の時間変化

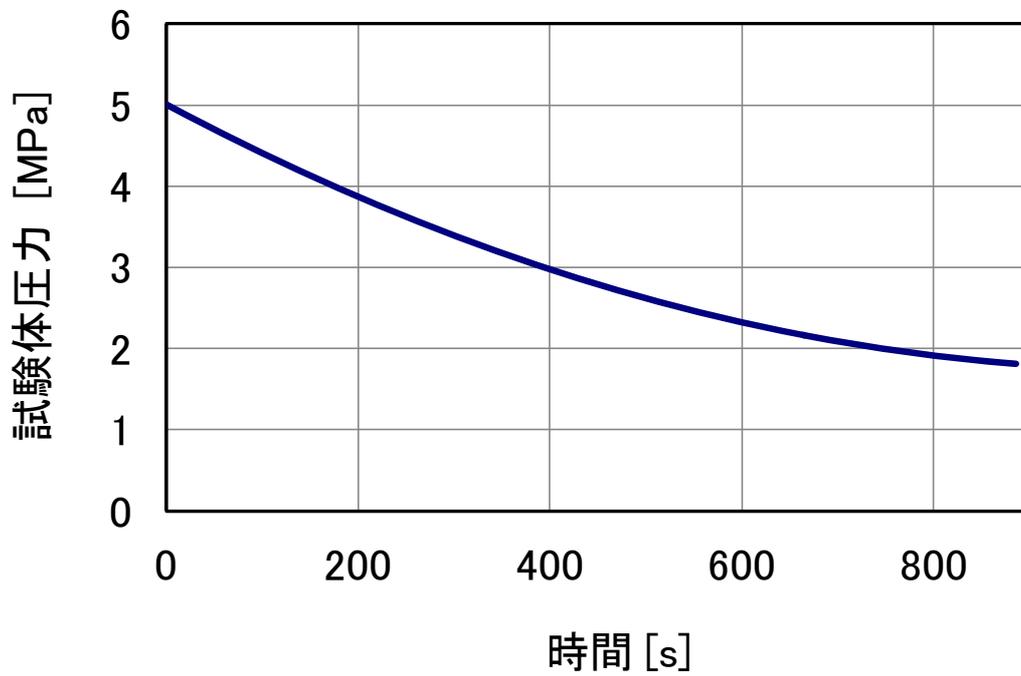


図 2.1.5-14 2Φでの試験体圧力の時間変化

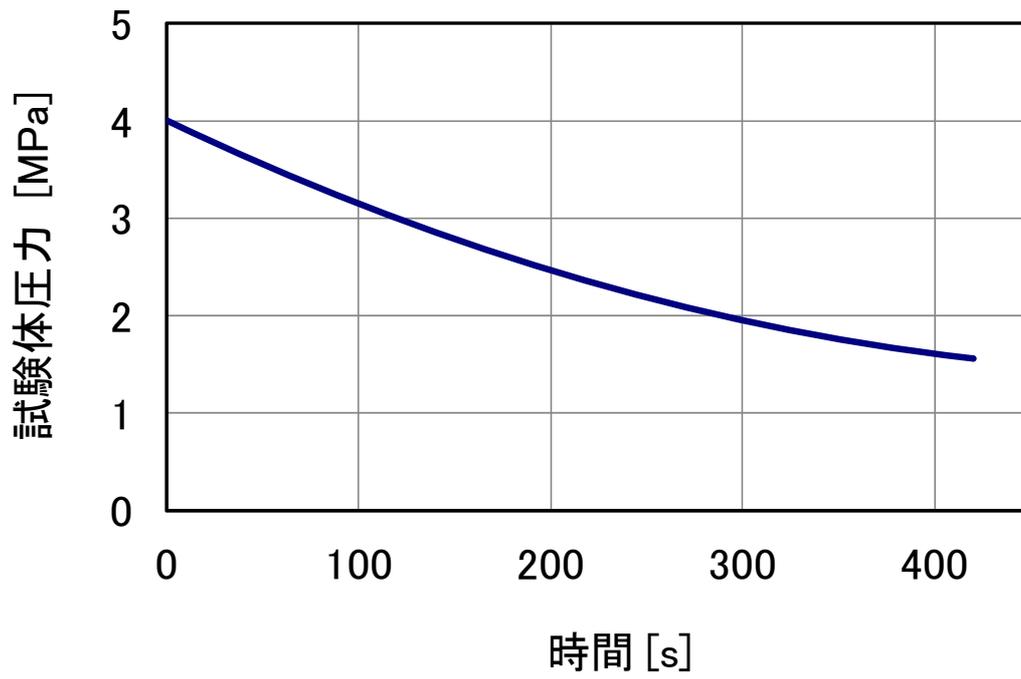


図 2.1.5-15 3Φでの試験体圧力の時間変化

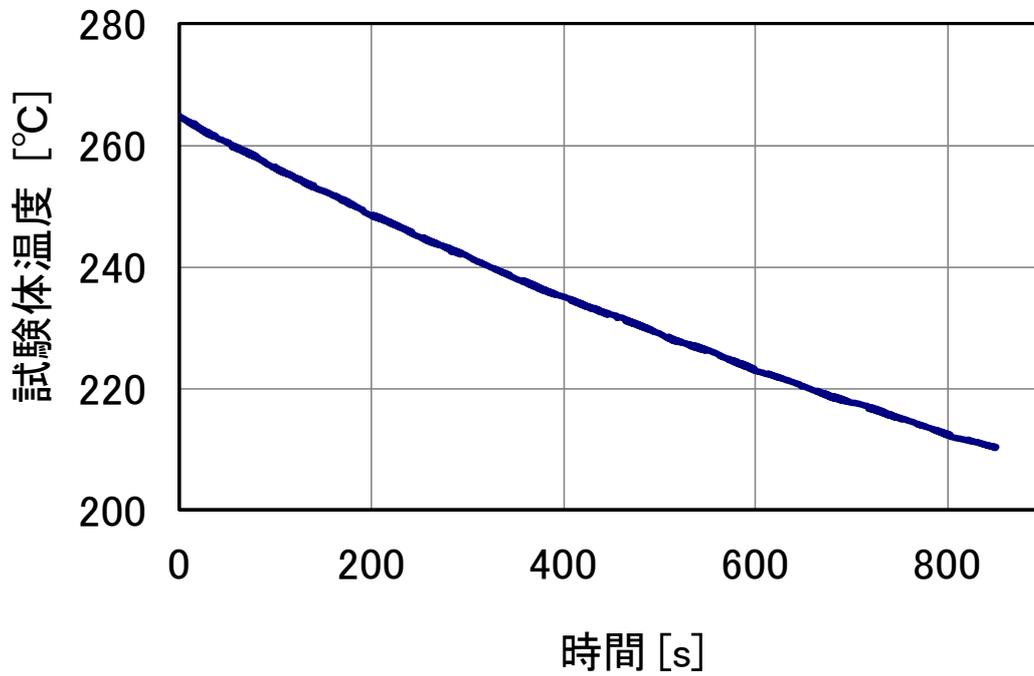


図 2.1.5-16 2Φでの試験体温度の時間変化

図 2.1.5-17 と図 2.1.5-18、図 2.1.5-19 に各リーク径における漏えい流量の時間変化の測定結果を示す。流量はアキュムレータ内の圧力と水位の変化から式(2.1.5-2)により算出している。図 2.1.5-20 と図 2.1.5-21 にΦ1 でのアキュムレータ内の圧力と水位の変化をそれぞれ示す。図 2.1.5-22 と図 2.1.5-23 にΦ2 の、図 2.1.5-24 と図 2.1.5-25 にΦ3 のでのアキュムレータ内の圧力と水位の変化をそれぞれ示す。

$$G_{\text{ex}} = \frac{\rho_1 - \rho_2}{2} \cdot (H_1 - H_2) \cdot A_{\text{ac}} / (t_2 - t_1) \quad (2.1.5-2)$$

G_{ex} : 実験流量[kg/s]

$t_1(t_2)$: 任意の時間[sec]

$\rho_1(\rho_2)$: 時間 $t_1(t_2)$ の時ににおけるアキュムレータ内飽和水の密度[kg/m³]

(時間 $t_1(t_2)$ の時ににおけるアキュムレータ圧力から算出)

$H_1(H_2)$: 時間 $t_1(t_2)$ の時ににおけるアキュムレータ水位[m]

A_{ac} : アキュムレータ断面積[m²]

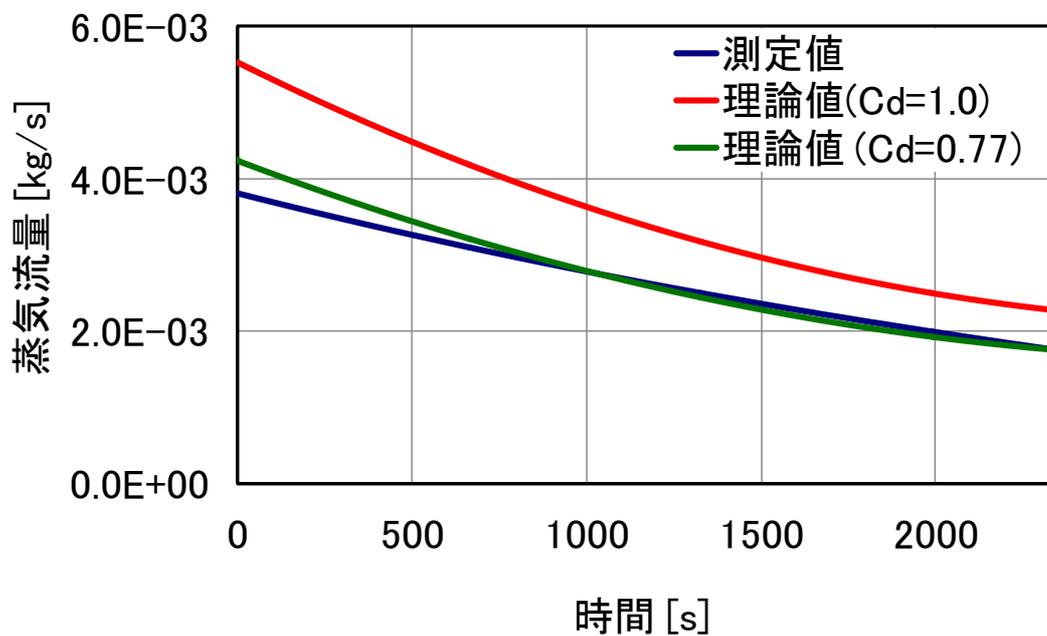


図 2.1.5-17 Φ1 での蒸気漏えい流量の時間変化

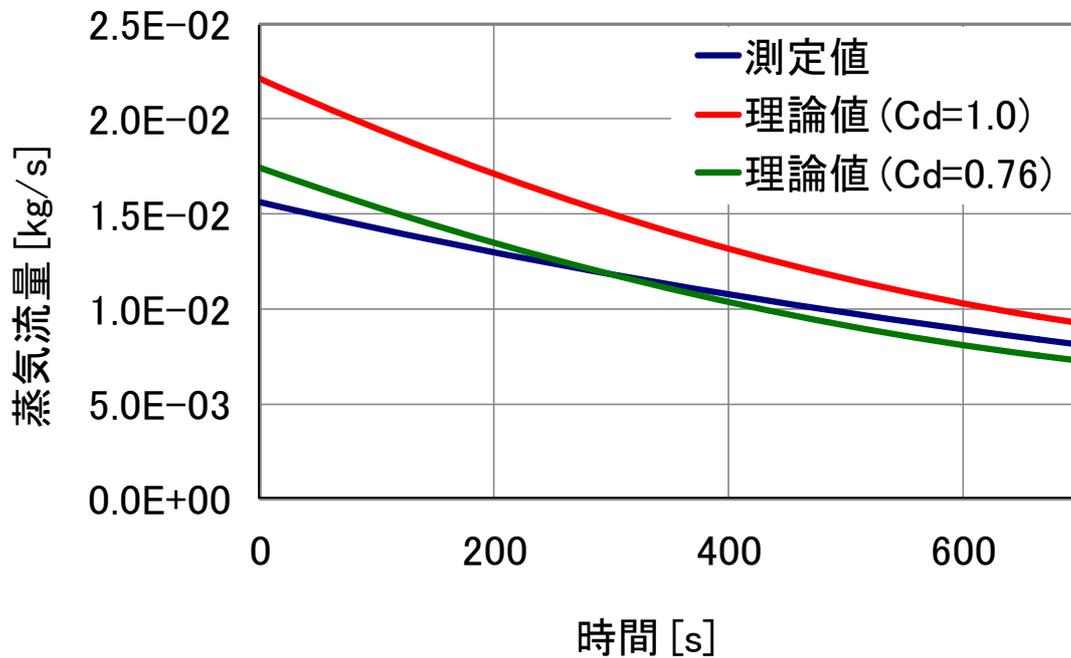


図 2.1.5-18 Φ2 での蒸気漏えい流量の時間変化

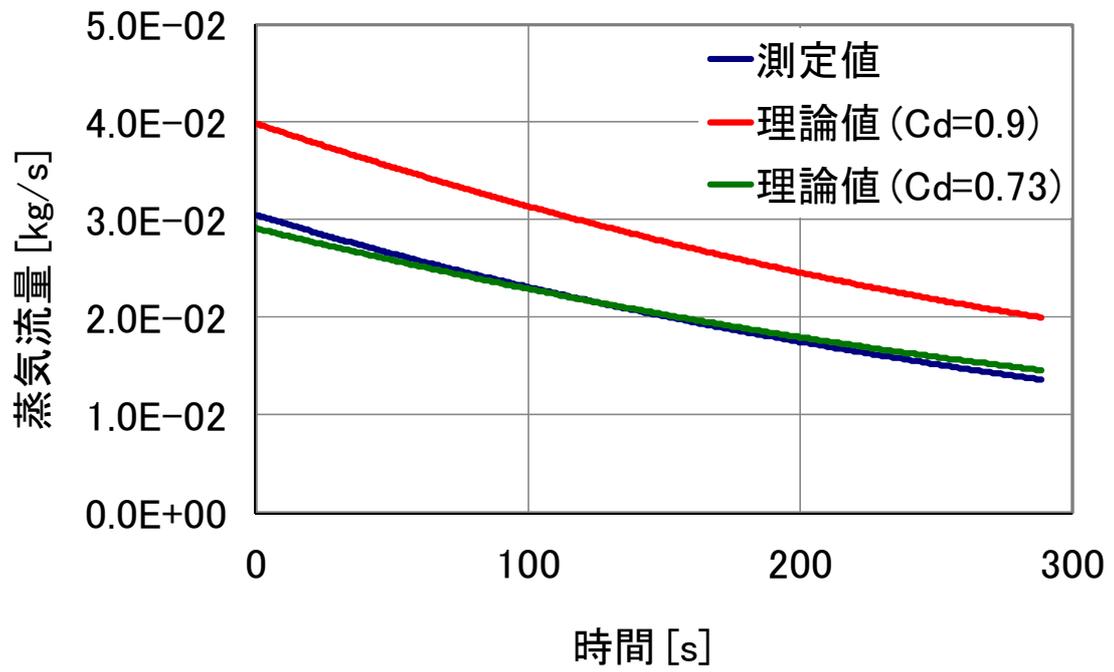


図 2.1.5-19 Φ3 での蒸気漏えい流量の時間変化

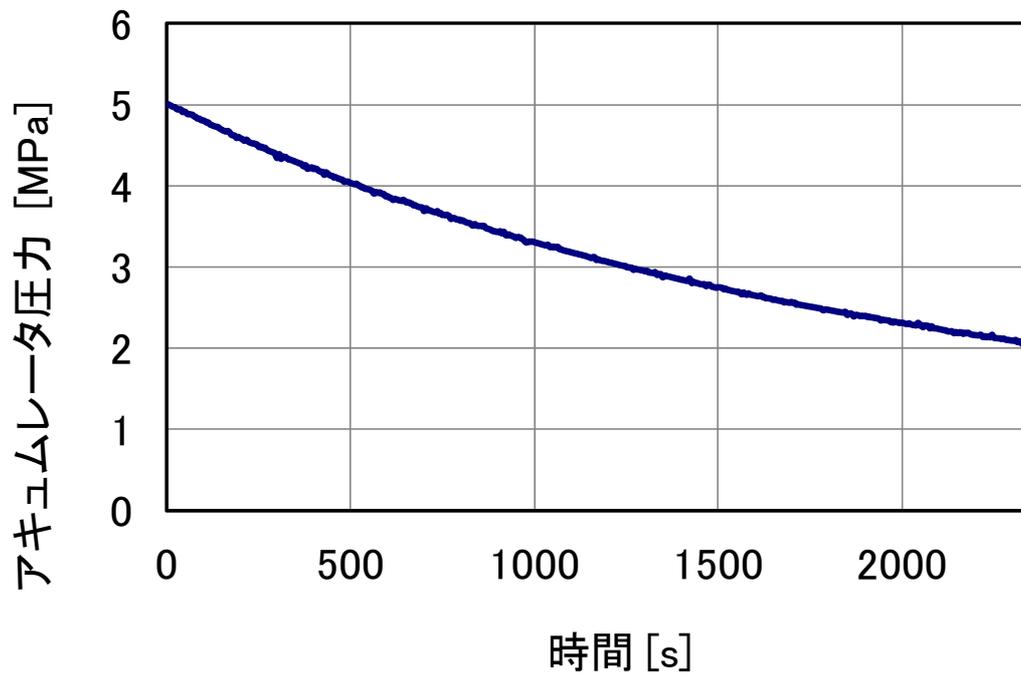


図 2.1.5-20 Φ1 でのアキュムレータ圧力の時間変化

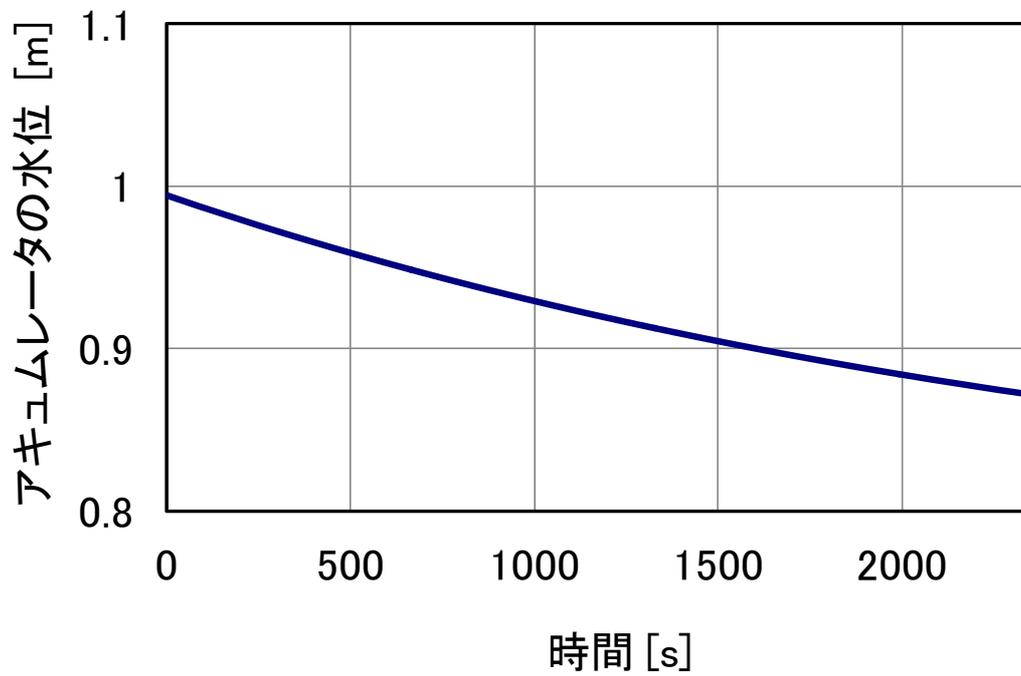


図 2.1.5-21 Φ1 でのアキュムレータの水位の時間変化

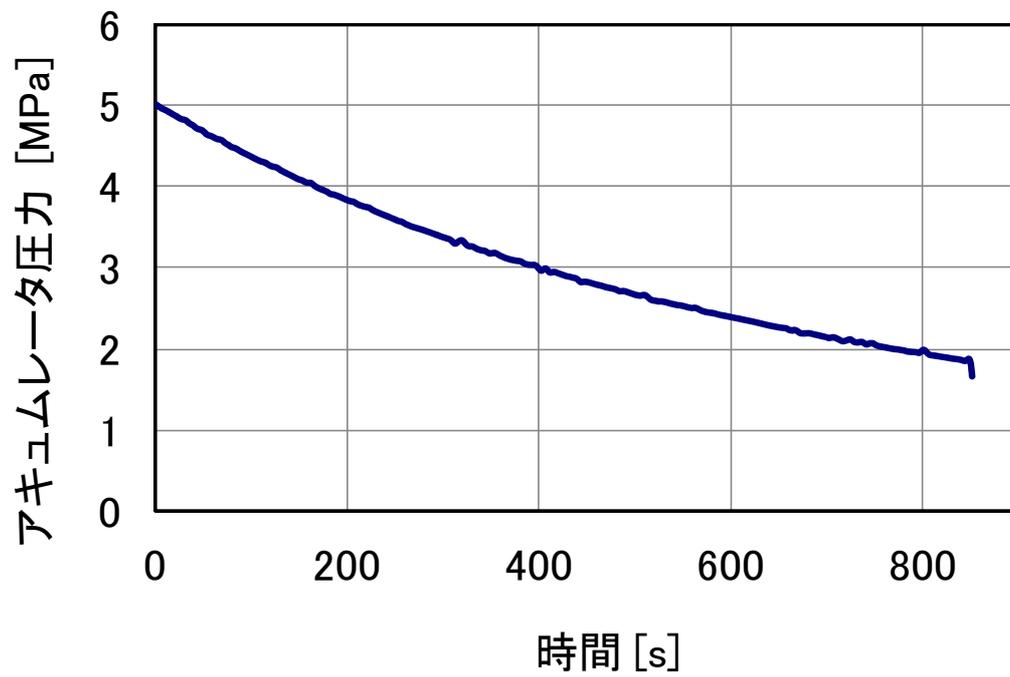


図 2.1.5-22 Φ2 でのアキュムレータ圧力の時間変化

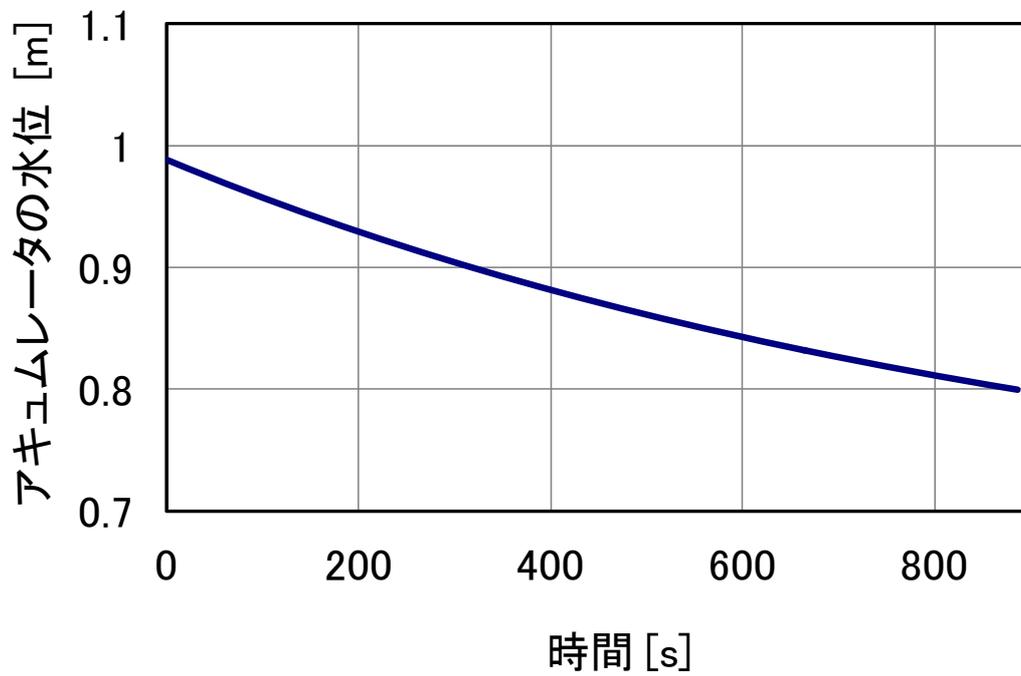


図 2.1.5-23 Φ2 でのアキュムレータの水位の時間変化

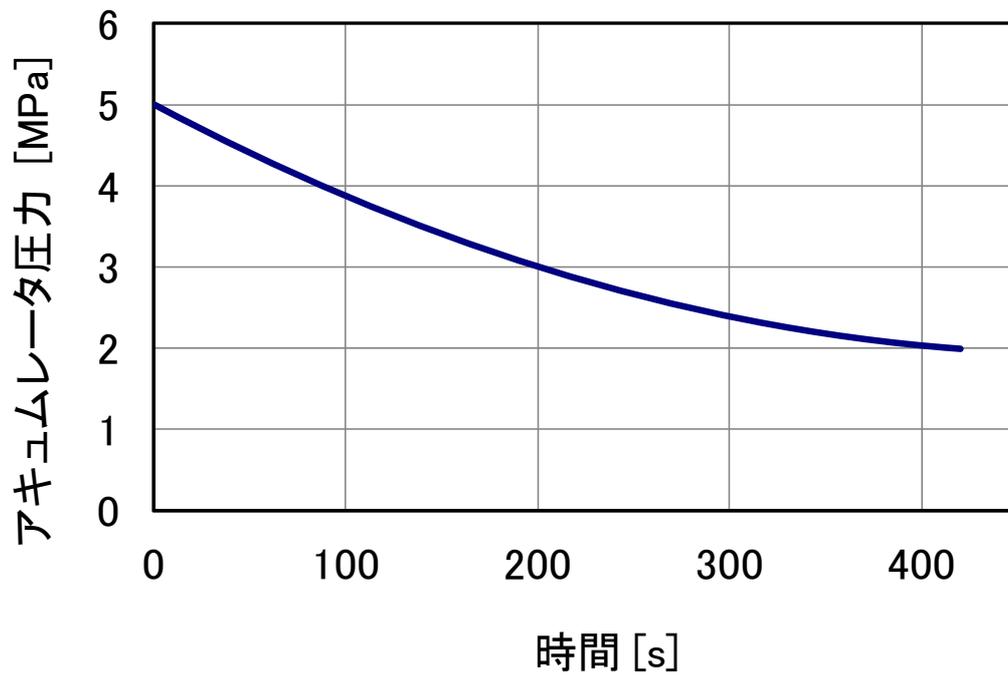


図 2.1.5-24 Φ3 でのアキュムレータ圧力の時間変化

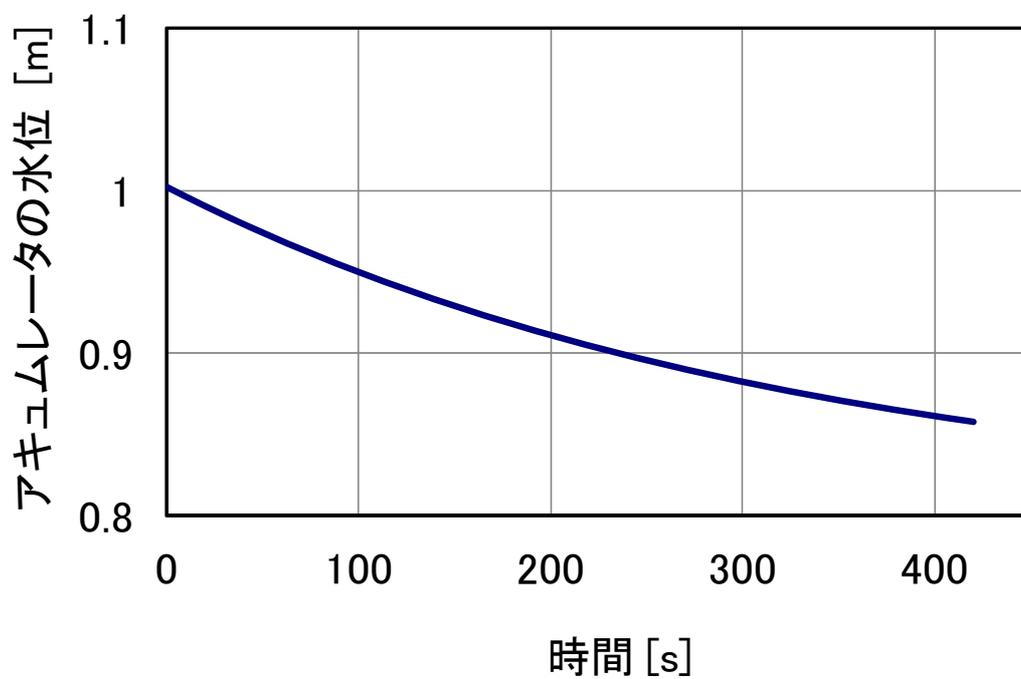


図 2.1.5-25 Φ3 でのアキュムレータの水位の時間変化

実験で測定された漏えい流量は、凡例に示した通りの流量係数を掛けた理論蒸気流量と比較しており、流量係数を用いることで、式(2.1.5-2)で実験流量をある程度再現することができることを確認した。また、図 2.1.5-26 に各リーク径の漏えい流量（質量流束）と圧力の関係を示す。

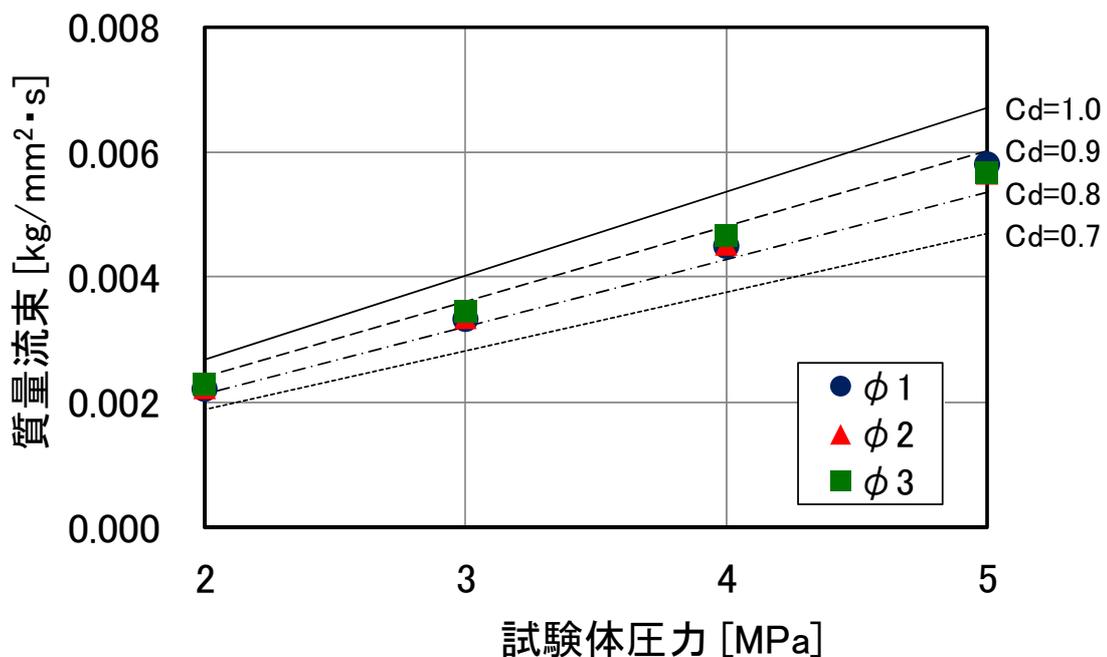


図 2.1.5-26 各リーク径の漏えい流量（質量流束）と圧力の関係

各リーク径の流量は理論蒸気流量よりも低い値を示した。これは、流路形状や壁面摩擦などによる圧力損失の影響であると考えられる。

流量係数の値は一定ではなく、圧力に応じて変化しており、試験圧力において高圧になるほど、流量係数の値は小さくなる傾向が見られる。これはレイノルズ数の増加に伴う摩擦係数の増加が原因であると推察できる。

ピンホールからの蒸気漏えい流量を求める際には、理論蒸気流量を用いることである程度の再現性を持って評価をすることが可能ではあるが、必ずしも実験から得られた流量係数を用いることができるとは限らない。これは、流量係数は実験装置の形状などにも依存するためである。よって、流量係数に相当する損失の効果を考慮することができる評価手法が必要であり、解析による流量評価を検討することにした。

4) まとめ

ピンホールからの蒸気流量を計測し、蒸気流量検証用のデータを取得した。

1. 上流圧力が 2~5MPa での飽和蒸気をアキュムレータで生成し、1mm、2mm、3mm と 3 つの口径のノズルを用いて、蒸気を流出させた。
2. 実験結果と理論蒸気流量とを比較すると、流量係数を用いることで、実験流量を再現できることを確認した。

表 2.1.5-1 蒸気の性質による係数

蒸気の性質による係数C' (JIS B8210-2009)

絶対圧力 (MPa・A)	温度 (°C)	飽和温度															
		200	220	240	260	280	300	320	340	360	380	400	420	440	460		
0.5	1.004	0.994	0.971	0.950	0.931	0.912	0.895	0.879	0.863	0.848	0.834	0.821	0.808	0.796	0.784		
1.0	0.986	0.980	0.982	0.960	0.938	0.919	0.900	0.883	0.867	0.852	0.837	0.824	0.810	0.798	0.786		
1.5	0.976	0.975	0.969	0.969	0.946	0.925	0.906	0.888	0.871	0.855	0.843	0.826	0.813	0.800	0.788		
2.0	0.971		0.966	0.963	0.955	0.932	0.912	0.893	0.875	0.859	0.844	0.829	0.815	0.802	0.790		
2.5	0.968			0.960	0.965	0.940	0.918	0.898	0.880	0.863	0.847	0.832	0.818	0.805	0.792		
3.0	0.966			0.961	0.956	0.948	0.925	0.904	0.884	0.867	0.850	0.835	0.821	0.807	0.794		
4.0	0.964				0.957	0.953	0.939	0.915	0.895	0.875	0.857	0.841	0.826	0.811	0.798		
5.0	0.965					0.955	0.952	0.929	0.905	0.884	0.865	0.847	0.831	0.816	0.802		
6.0	0.968					0.962	0.953	0.943	0.917	0.893	0.873	0.854	0.837	0.821	0.807		
7.0	0.971						0.959	0.954	0.930	0.904	0.881	0.861	0.843	0.826	0.811		
8.0	0.975						0.968	0.956	0.944	0.915	0.890	0.869	0.849	0.832	0.816		
9.0	0.980							0.963	0.960	0.927	0.900	0.877	0.856	0.837	0.820		
10.0	0.987							0.972	0.962	0.941	0.911	0.885	0.863	0.843	0.825		
12.0	1.000								0.977	0.973	0.935	0.904	0.878	0.856	0.836		
14.0	1.019									1.005	0.982	0.964	0.926	0.896	0.870	0.848	
16.0	1.039										1.005	1.001	0.952	0.916	0.886	0.861	
18.0	1.068											1.044	1.007	0.977	0.933	0.903	0.875
20.0	1.100												1.036	1.001	0.958	0.917	0.890

備考 圧力・温度が中間値の場合は、比例法によらず、絶対圧力・温度区分の最小値とする。但し、絶対圧力0.5MPa・A以下の場合は絶対圧力0.5MPa・Aによる。
例、公称吹出し量決定圧力(絶対圧力)=1.6MPa・A、温度245°Cの場合、C'=0.946

(3) ピンホール型漏えい実験解析

1) 概要

ピンホールからの蒸気漏えい量を評価するための手法を検討するために、前章で実施した実験を対象とした実験解析を行った。前章で述べたように、実験流量を再現するためには、流量係数に相当する損失の効果を考慮する必要がある。本章では、その損失に影響する要因を検証し、流量係数などの実験体系に固有する条件を除外し、解析のみで流量評価を行うことができる手法を検討した。

2) 解析手法

(a) 解析コード

解析では、二相流過渡解析コード TRAC-BF1 を使用した。ここで、本章で解析に用いる PIPE コンポーネントについて触れておく。PIPE コンポーネントとは、管内二相流の挙動を計算することができるコンポーネントである。PIPE コンポーネントの二相流解析では、一次元二流体モデルが採用されており、気液それぞれについて、連続の式、運動方程式、エネルギー式を立てることにより、次の6つの微分方程式(2.1.5-3)～(2.1.5-8)で表される。

[気相の連続の式]

$$\frac{\partial \alpha \rho_g}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} (\alpha \rho_g u_g) = \Gamma \quad (2.1.5-3)$$

[液相の連続の式]

$$\frac{\partial (1-\alpha)\rho_l}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} [(1-\alpha)\rho_l u_l] = -\Gamma \quad (2.1.5-4)$$

[気相の運動方程式]

$$\begin{aligned} \frac{\partial \alpha \rho_g u_g}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} (\alpha \rho_g u_g^2) = & -\alpha \frac{\partial P}{\partial x} - C_i (u_g - u_l) - \Gamma (u_g - u_l) - \\ & C_{wg} u_g |u_g| - g \cos \theta \end{aligned} \quad (2.1.5-5)$$

[液相の運動方程式]

$$\begin{aligned} \frac{\partial (1-\alpha)\rho_l u_l}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} (1-\alpha)\rho_l u_l^2 = & -(1-\alpha) \frac{\partial P}{\partial x} - C_i (u_g - u_l) |u_g - u_l| - \Gamma (u_g - \\ & u_l) - C_{wl} u_l |u_l| - g \cos \theta \end{aligned} \quad (2.1.5-6)$$

[気相のエネルギー式]

$$\frac{\partial \alpha \rho_g e_g}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} (\alpha \rho_g e_g u_g) = -P \frac{\partial \alpha}{\partial t} - P \frac{\partial \alpha u_g}{\partial x} + q_{wg} + q_{ig} + \Gamma h_{lg}$$

(2.1.5-7)

[二相のエネルギー式]

$$\begin{aligned} & \frac{\partial}{\partial t} [\alpha \rho_g e_g + (1 - \alpha) \rho_l e_l] + \frac{\partial}{\partial x} [\alpha \rho_g e_g u_g + (1 - \alpha) \rho_l e_l u_l] = \\ & -P \frac{\partial}{\partial x} [\alpha \rho_g u_g + (1 - \alpha) \rho_l u_l] + q_{wg} + q_{wl} \end{aligned}$$

(2.1.5-8)

以上の6つの基礎方程式に対して、気液の密度と内部エネルギーについての状態方程式(2.1.5-9) ~ (2.1.5-12)が必要である。

$$\rho_g = \rho_g(P, T_g) \quad (2.1.5-9)$$

$$\rho_l = \rho_l(P, T_l) \quad (2.1.5-10)$$

$$e_g = e_g(P, T_g) \quad (2.1.5-11)$$

$$e_l = e_l(P, T_l) \quad (2.1.5-12)$$

また、基礎方程式中の蒸発率 Γ 、界面とのせん断応力係数 C_i 、それぞれの相の壁面とのせん断応力係数 C_{wg} 、 C_{wl} 、界面からの入熱(単位体積当り) q_{ig} 、それぞれの相の壁面からの入熱 q_{wg} 、 q_{wl} に関する構成方程式が導入されている。

(b) 解析モデルと解析条件

図2.1.5-27に解析モデルを示す。解析モデルは、図2.1.5-11に示したノズル部の形状を表現している。ノズル部はPIPEコンポーネントで模擬し、5のセルに分割した。両端にはBREAKコンポーネントを接続し、圧力境界として与えた。各セルのサイズは各リーク径において、BREAKコンポーネントもPIPEコンポーネントも同一で、 8.5×10^{-4} mとした。

ノズル部両端の圧力をBREAKコンポーネントで設定することで、実験状態を模擬した。高圧側の境界条件は試験体圧力を与え、低圧側では大気圧開放となっているため、大気圧条件を与えた。また、本試験では、入口圧力と出口圧力の差が大きいことから、臨界流が生じていると考えられるため、TRACコードに実装されている臨界流オプションを出口部に設定している。

解析では、各リーク径のノズルを模擬した流路に対して、入口圧力として試験体圧力を入力値として設定した。 $\Phi 1$ と $\Phi 2$ では、入口圧力が2、3、4、5MPaとそれぞれ4ケースず

つ、Φ3では、入口圧力が2、3、4MPaと3ケースの解析を実施した。



図 2.1.5-27 解析モデル

(c) 圧力損失の考慮

図 2.1.5-28 にΦ1での解析結果と実験結果と理論流量とを比較したグラフを示す。図 2.1.5-29 と図 2.1.5-30 にΦ2とΦ3でも同様に比較したグラフをそれぞれ示す。各リーク径においても実験値との一致は見られなかった。これは損失のない理想的な管内の状態を表していると言える。また、解析結果が流量係数を考慮していない場合 ($C_d=1.0$) の理論蒸気流量よりもはるかに大きくなるという結果が得られた。理論蒸気流量を求める式では、吹出し面積と吹出し圧力から蒸気流量を求める式であり、そのような評価を行うことができるように実験からのデータを組み込んだり、蒸気の性質による係数などの係数を考慮したりすることで蒸気流量を求めていることから、解析から求められた損失のない理論的な流量よりも実験値に近い値となったと考えることができる。

実際のノズル部では、摩擦損失などの圧力損失が付加されていることを考え、いくつかの効果を考慮することにした。

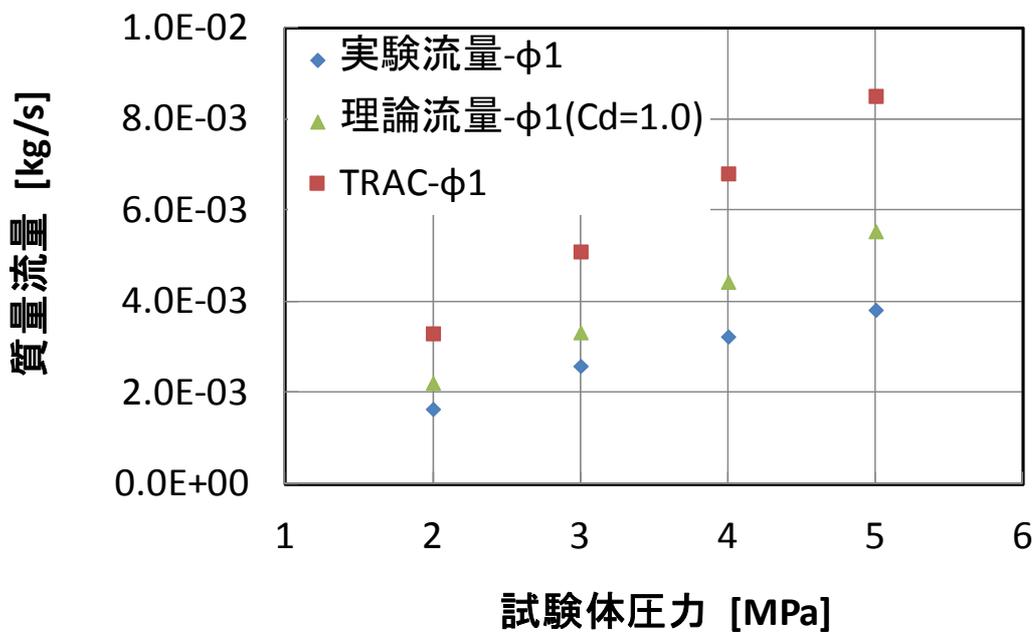


図 2.1.5-28 Φ1での実験値と解析値の比較

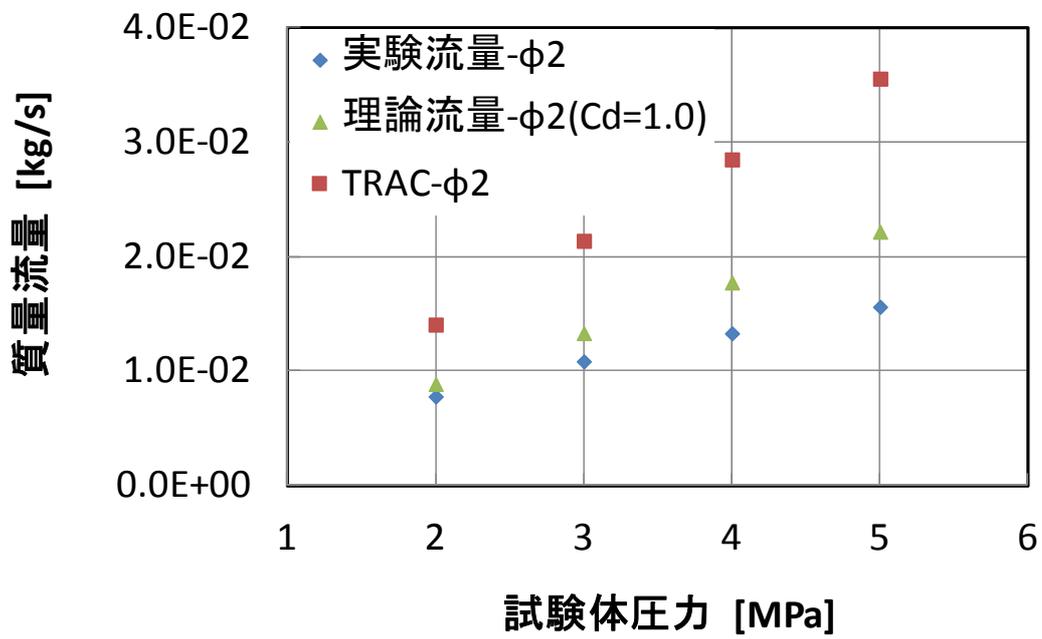


図 2. 1. 5-29 Φ2 での実験値と解析値の比較

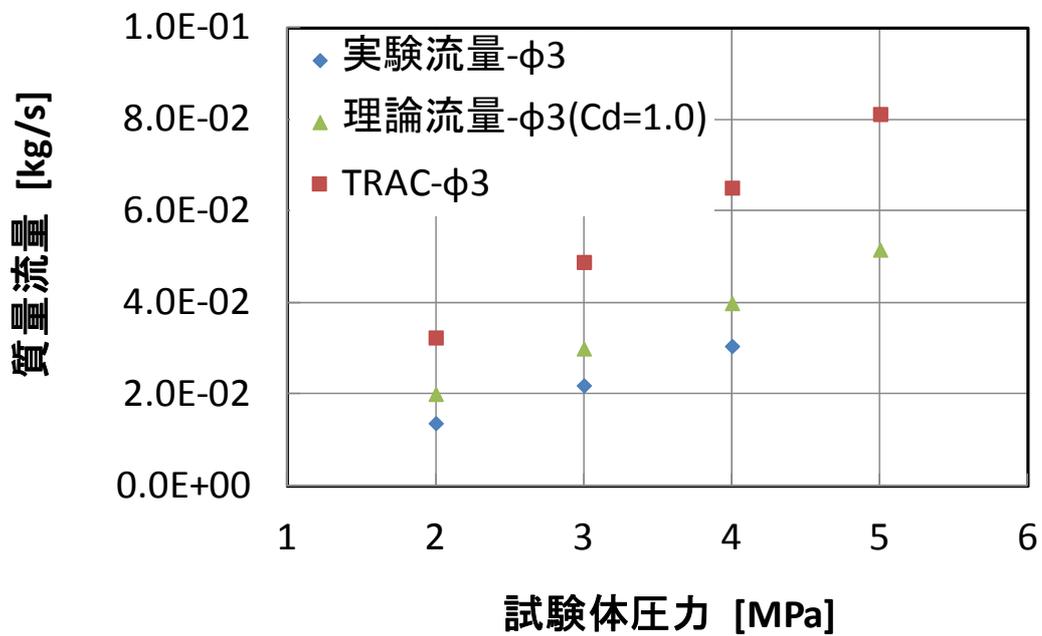


図 2. 1. 5-30 Φ3 での実験値と解析値の比較

まず、ノズル入口部分における損失については、試験体からノズル部へ蒸気が流入する時に、流路縮小の影響を受けると考えた。流路が縮小する際には、加速損失や縮流により圧力損失が生じる。これを解析において考慮する方法として、適切な圧力損失係数と入口部の形状を正確に考慮することで対処した。入口 BREAK の断面積を試験体の断面積として入力し、流路縮小の影響を再現した。また、流路縮小時の圧力損失係数の求め方としては、次のように流路縮小前後の流路直径比（または断面積比）により、実験から求められているため、これを用いることにした。

流路縮小前の流路直径を d_1 とし、流路縮小後の流路直径を d_2 とすると、直径比は d_2/d_1 となる。圧力損失係数を K_c とすると、直径比と圧力損失係数との関係を示したものを表 2.1.5-2 に示す。

リーク径が 1mm の場合は、試験体の直径つまり、縮流前の流路の直径は 60.5mm であるため、直径比が 0.017 となり、表 2.1.5-2 から圧力損失係数は 0.50 となる。

表 2.1.5-2 急縮流路の急縮前後の直径比と圧力損失係数

d_2/d_1	0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	(1.0)
K_c	0.50	0.50	0.49	0.49	0.46	0.43	0.38	0.29	0.18	0.07	(0)

次に、ノズル流路部分については、流路を通過する蒸気と壁面との間には摩擦が生じているものと考えられるため、圧力損失係数として、摩擦損失係数を考慮することにした。摩擦損失係数は次の式(2.1.5-13)から求めることができる。リーク径が 1mm の時の摩擦損失係数は、試験体ノズル部での表面粗さは $6.3\mu\text{m}$ であるため、0.033 となる。圧力損失係数としては、次の式(2.1.5-14)で求められるため、ノズル部で考慮する圧力損失係数は、0.138 となる。

$$\frac{1}{\sqrt{f}} = 2 \log_{10} 3.7 - 2 \log_{10} \left(\frac{\varepsilon}{D} \right) \quad (2.1.5-13)$$

f : 摩擦損失係数 [-]

ε : 表面粗さ [m]

D : 水力直径 [m]

$$\lambda = f \cdot \frac{L}{D} \quad (2.1.5-14)$$

λ : 圧力損失係数 [-]

L : 流路長さ [m]

最後に、ノズル出口部分については、大気圧開放となっているため、流路拡大と考えることができる。これも流路縮小の時と同様に流路拡大前後の流路断面積比により、実験から求められているため、これを用いることにした。流路拡大前の流路断面積を A_1 とし、流路拡大後の流路断面積を A_2 とすると、断面積比は A_1/A_2 となる。圧力損失係数を F_e とすると、断面積比と圧力損失係数との関係を示したものを表 2.1.5-3 に示す。大気圧開放と言うことは、拡大後の流路は無限大に大きいと考えることができるため、どのリーク径でもノズル出口部分で考慮する圧力損失係数は、1.0 となる。

表 2.1.5-3 急拡大流路の拡大前後の断面積比と圧力損失係数

A_1/A_2	0	0.0001	0.001	0.01	0.1	(1)
F_e	1.0	0.999	0.998	0.980	0.810	(0)

以上の圧力損失係数を前章で述べた流量係数に相当する効果として考慮した。各リーク径と考慮した圧力損失係数をまとめたものを表 2.1.5-4 に示す。

表 2.1.5-4 各リーク径と考慮した圧力損失係数

リーク径	流路縮小による 圧力損失係数	摩擦損失による 圧力損失係数	流路拡大による 圧力損失係数
$\Phi 1$	0.5	0.139	1.0
$\Phi 2$	0.5	0.056	1.0
$\Phi 3$	0.5	0.034	1.0

3) 結果と考察

図 2.1.5-31 と図 2.1.5-32、図 2.1.5-33 に先ほど述べた圧力損失係数を考慮した解析結果と実験結果を比較したグラフを各リーク径についてそれぞれ示す。グラフから概ね良好に一致していることが確認できる。解析結果と実験結果との差異を示したものを表 2.1.5-5 に示す。実験圧力において低圧条件では、高圧条件と比較して差異が小さくなっている。これは、前章で述べたように、高圧になるとレイノルズ数の増加に伴い摩擦損の影響が増加するために、実験値との差異が大きくなっていると推察される。

実験からも確認することができるように、流量係数は圧力や流路形状に応じて変化するため、一定の値を用いて実験流量を精度よく算出することは困難である。しかし、本解析手法を用いることで、実験体系に依存する流量係数を圧力損失係数と実験形状を考慮することで解析のみで実験流量を一定の差異を持って算出することができることが確認することができた。それと同時に、流量係数に相当する損失が圧力損失によってもたらされていることも確認することができた。

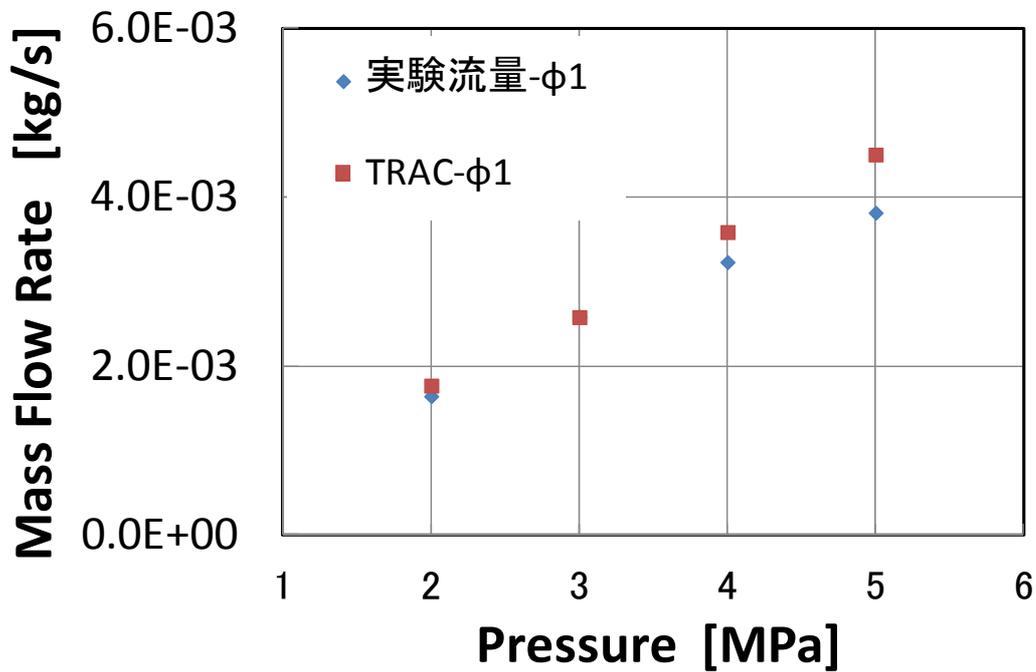


図 2.1.5-31 Φ1 での圧力損失係数を考慮した解析結果と実験結果を比較

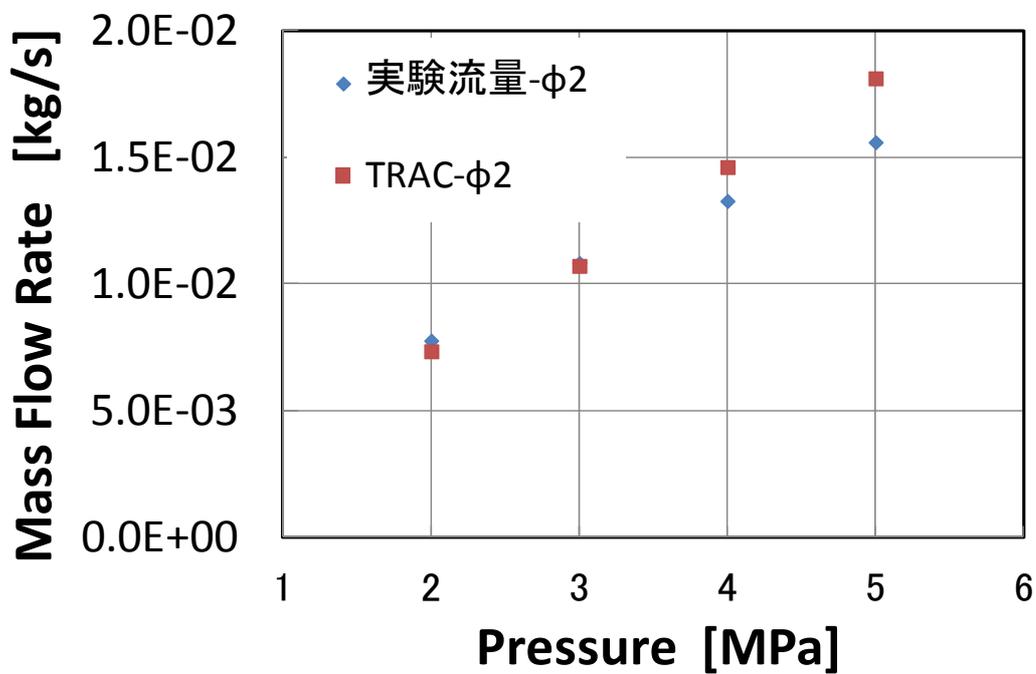


図 2.1.5-32 Φ2 での圧力損失係数を考慮した解析結果と実験結果を比較

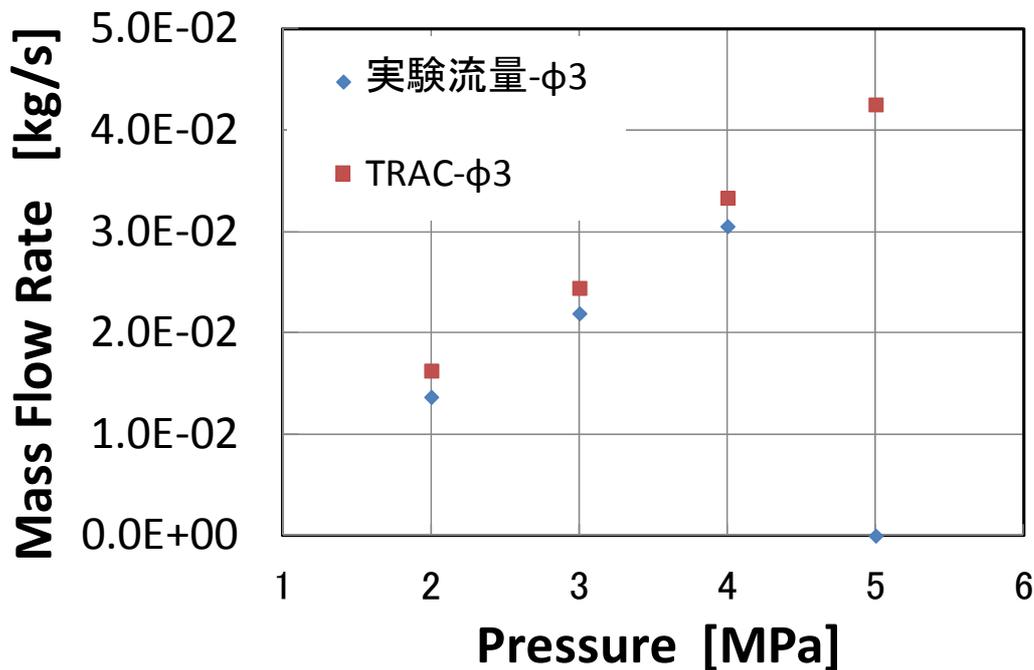


図 2.1.5-33 Φ3 での圧力損失係数を考慮した解析結果と実験結果を比較

表 2.1.5-5 各リーク径での解析値と実験値との差異

	2MPa	3MPa	4MPa	5MPa
Φ1	7.6%	-0.25%	11%	18%
Φ2	-5.4%	-1.1%	10%	16%
Φ3	9.2%	11%	19%	-

4) 各圧力損失係数の影響の検証

ノズル部分での蒸気の流れの実現象を再現するために考慮した各圧力損失係数が解析において、効果的であるものかの評価を行うために各圧力損失係数の影響を検証した。

影響の検証方法としては、全ての圧力損失係数を考慮した解析ケースからあるひとつの圧力損失係数の効果を除去したものと実験値を比較することでその影響を確認した。解析ケースを表 2.1.5-6 に示す。また、各リーク径における解析結果を図 2.1.5-34 と図 2.1.5-35、図 2.1.5-36 に、それぞれのケースと実験結果との差異を表したものを表 2.1.5-7 と表 2.1.5-8、表 2.1.5-9 に示す。

どのケースでも実験値と比較して、数%から数十%の増加が見られる。より正確に実験流量を再現するためには、すべての圧力損失係数を同時に考慮する必要があることが確認できる。

表 2.1.5-6 解析ケース

1	2	3	4
加速損失 による圧力損失の 効果を除去	縮流 による圧力損失の 効果を除去	摩擦損失 による圧力損失の 効果を除去	拡大流 による圧力損失の 効果を除去

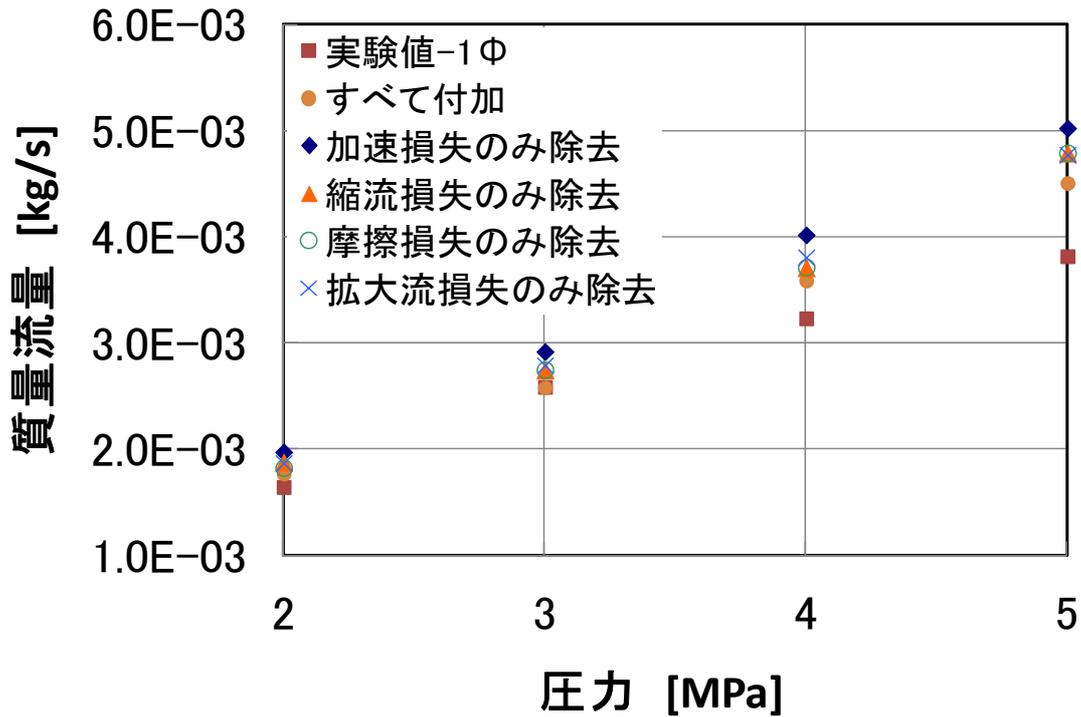


図 2.1.5-34 Φ1 での圧力損失係数の影響比較

表 2.1.5-7 Φ1 での圧力損失係数の考慮の仕方による解析値と実験値との差異

[%]	2MPa	3MPa	4MPa	5MPa
ケース 1	12	13	12	11
ケース 2	6.0	6.3	3.3	6.2
ケース 3	3.2	6.5	3.5	6.3
ケース 4	5.7	8.1	6.1	5.9

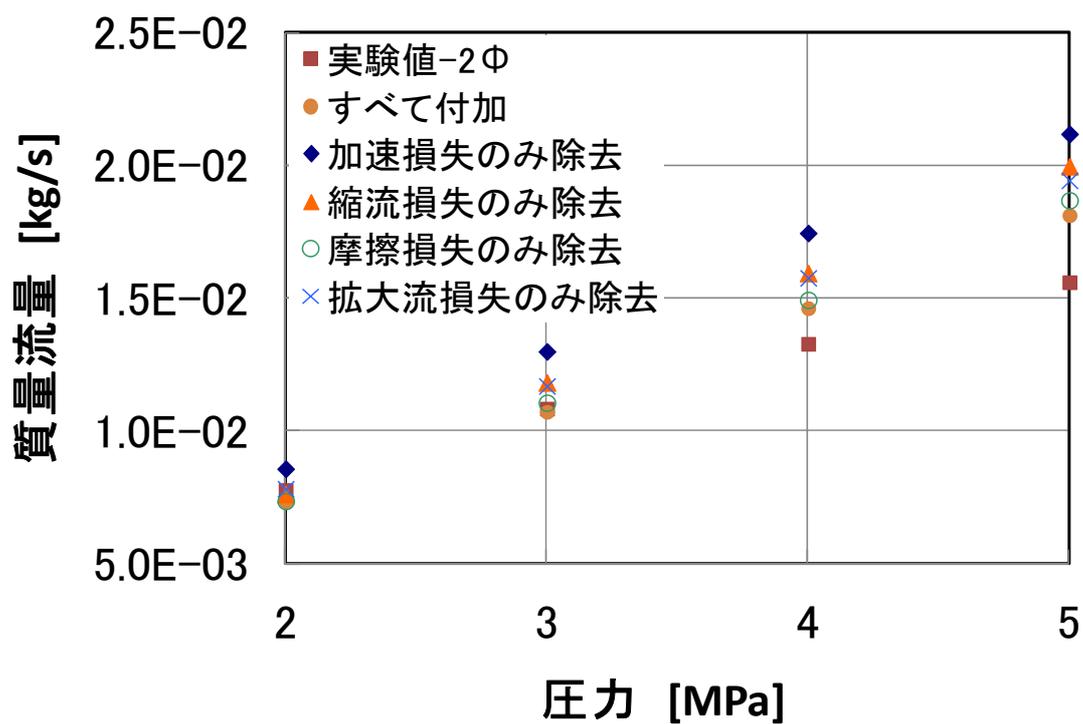


図 2.1.5-35 Φ2 での圧力損失係数の影響比較

表 2.1.5-8 Φ2 での圧力損失係数の考慮の仕方による解析値と実験値との差異

[%]	2MPa	3MPa	4MPa	5MPa
ケース 1	10	20	31	36
ケース 2	-1.9	9.0	20	28
ケース 3	-5.3	2.0	12	20
ケース 4	0.7	7.9	19	25

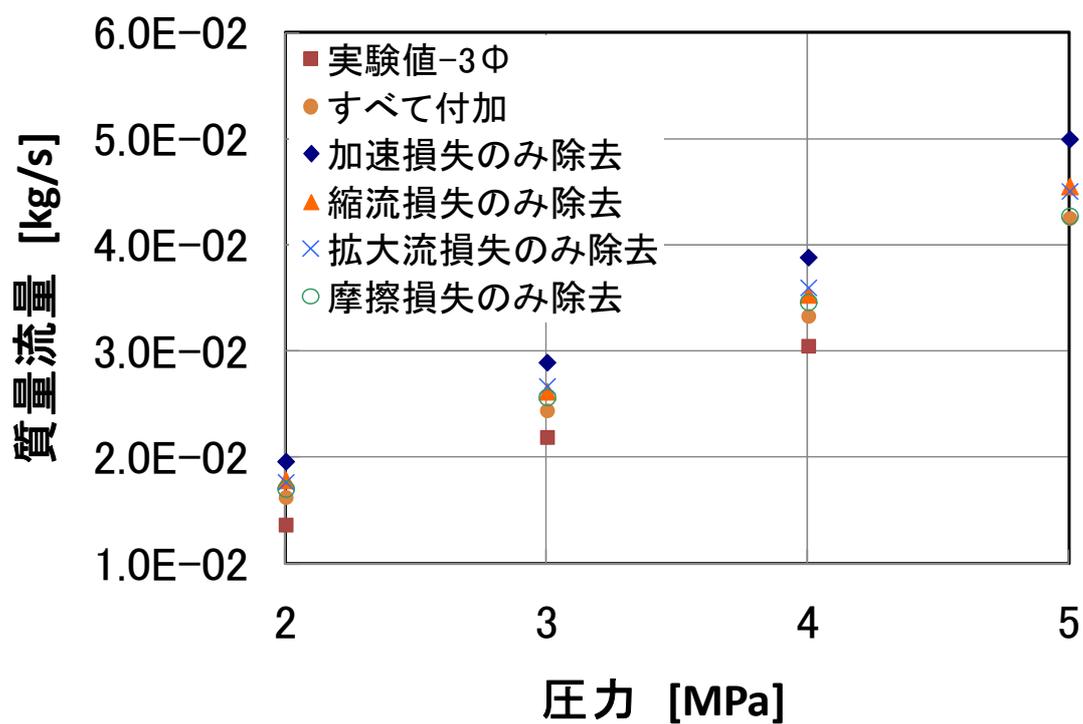


図 2.1.5-36 Φ3 での圧力損失係数の影響比較

表 2.1.5-9 Φ3 での圧力損失係数の考慮の仕方による解析値と実験値との差異

[%]	2MPa	3MPa	4MPa
ケース 1	44	32	27
ケース 2	31	20	16
ケース 3	25	17	14
ケース 4	29	22	18

5) まとめ

ピンホール型蒸気漏えいの流量評価解析において、実験流量を求める際に流量係数を用いずに、評価する手法として、適切な圧力損失を考慮した。考慮した圧力損失は、以下の通りである。

1. 上流側では、流路断面積が急激に小さくなることから、加速損失や縮流による損失を想定した。上流側の流路断面積を入力値として採用し、流路の急縮による形状損失を考慮した。
2. 流路中では、摩擦損失による損失を想定した。摩擦損失係数は、流路の水力直径と流路の表面粗さから求めた。
3. 下流側では、流路断面積が急激に大きくなることから、拡大損失による損失を想定した。流路の急拡大による形状損失を考慮した。

以上の結果、解析値と実験値は良好な一致を確認することができた。圧力損失係数を適切に考慮することで、ピンホールからの蒸気漏えい量を一定の精度で評価することができた。

(4) クラック型漏えい解析

1) 概要

熱応力や繰り返し応力などにより配管にクラック（亀裂）が発生し、冷却材などの漏えいが引き起こされる。(2) と (3) でのピンホールからの蒸気漏えいのように、高経年化事象または、新規制基準などの安全政策に対して、漏えい事象対策を強化させるために、クラック型漏えいについてもその漏えい量評価方法を検討し、整備しておく必要がある。

(4) でも、解析による漏えい量評価手法を検討した。

2) 実験概要

クラック型漏えいでの解析による漏えい量評価方法を検証するための実験データとして、疲労亀裂からの漏えいにおける LBB 基準の策定のために実施された実験を参考にした。実験は、株式会社東芝と日立製作所、東京電力株式会社との合同プロジェクトの一環として行われたものである。

3) クラック型漏えい実験

(a) 実験概要

実験装置の系統図を図 2.1.5-37 に示す。実験では、沸騰水型原子炉（BWR）の条件を想定し、アキュムレータで 7MPa の条件で飽和水・蒸気を生成している。図 2.1.5-37 にあるように、飽和水と飽和蒸気のそれぞれの系統を試験体であるクラック状の流出出口を繋げて、高温・高圧の飽和水または飽和蒸気を流出させることで、クラック型漏えいを模擬している。

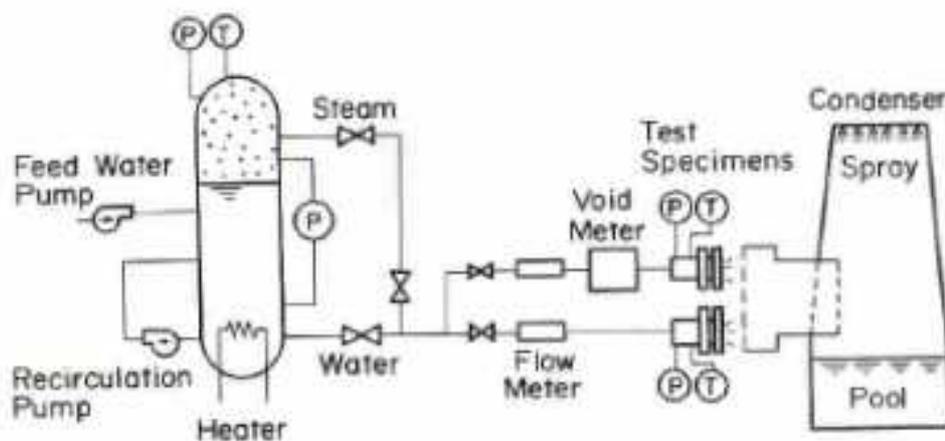


図 2.1.5-37 実験装置の系統図

(b) クラック型試験体

試験体の概略図を図 2.1.5-38 に示す。試験体は2つの試験片を合わせることで構成している。クラックのサイズは任意に変更することが可能である。クラックの横幅は60mmで変更をすることができないが、縦幅を任意に変更することでサイズを変更している。また、流路長さは10、20、36mmの3種類が用意されており、BWRで採用されている一般的な配管厚さを想定している。

図 2.1.5-39 に試験片の表面の様子を示し、図 2.1.5-40 に試験片に加えた応力の大きさとその回数との関係を表わしたグラフを示す。試験片は200,000回以上の引張応力を加え、疲労亀裂片としている。

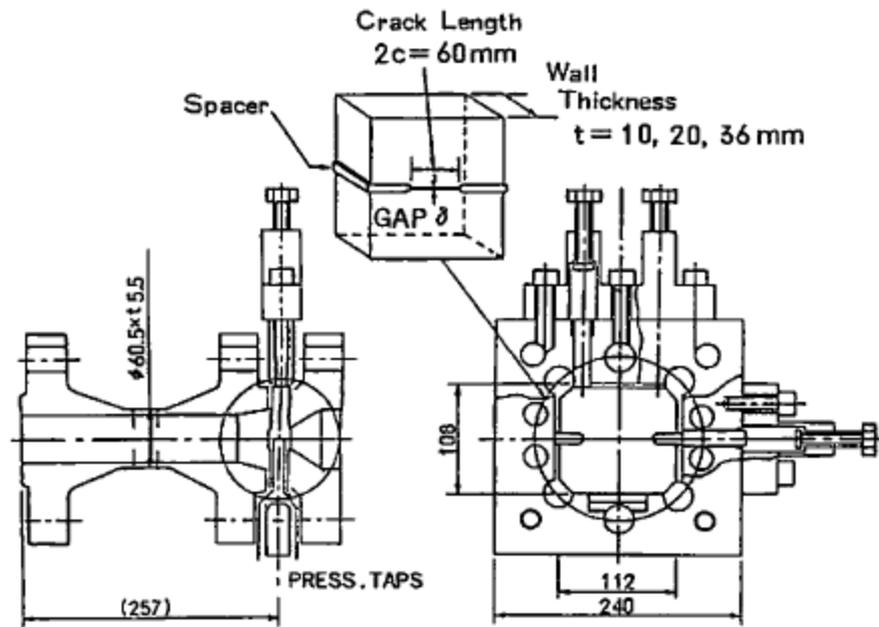


図 2.1.5-38 試験体の概略図

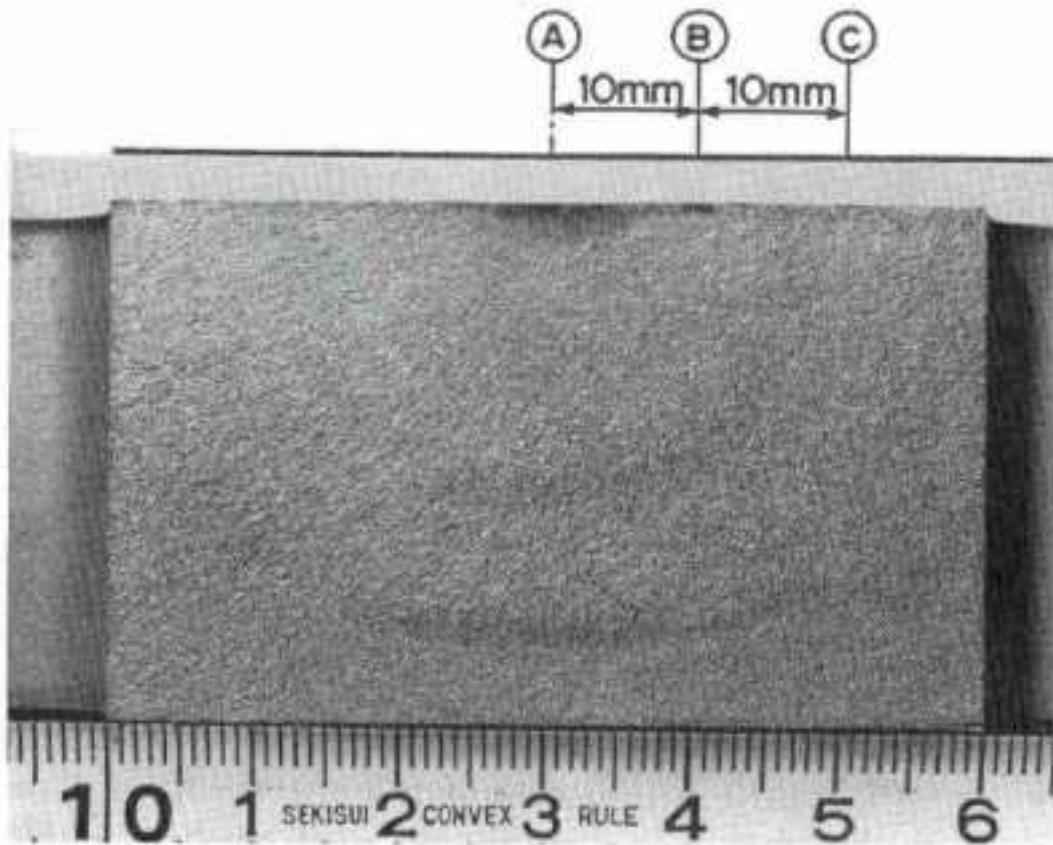


図 2.1.5-39 試験表面の様子

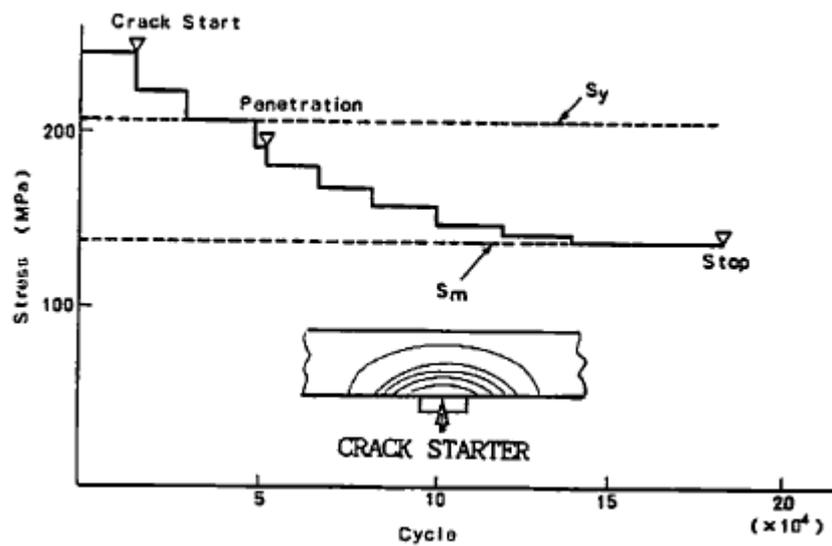


図 2.1.5-40 試験片に加えた応力と回数

4) 解析手法

(a) 解析モデルと解析条件

解析コードは (3) と同様に TRAC-BF1 コードを使用した。

図 2.1.5-41 に解析モデルを示す。解析モデルは、図 2.1.5-38 に示した試験体の流路部を表現している。流路部は PIPE コンポーネントで模擬し、セルの数は、流路長さが 10mm、20mm のものでは 50 セルに、36mm のものでは 60 セルに分割した。それぞれの流路での各セルのサイズを表 2.1.5-10 に示す。解析手法としては、(3) と同様に、両端には BREAK コンポーネントを接続し、圧力境界として与え、実験状態を再現した。高圧側の境界条件は試験体圧力を与え、低圧側では大気圧開放となっているため、大気圧条件を与えた。また、この実験でも臨界流となっていると考えられるため、臨界流オプションを出口部に設定している。

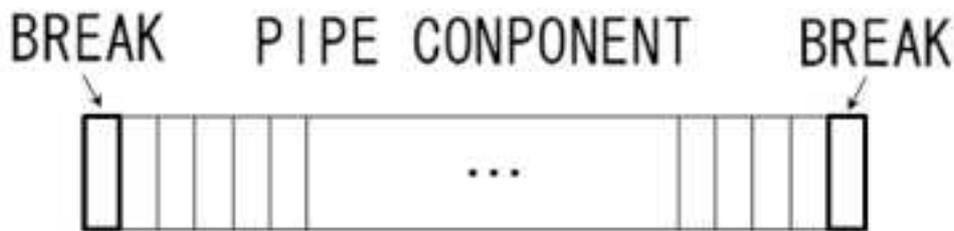


図 2.1.5-41 解析モデル

表 2.1.5-10 各流路の解析モデルの各セルの長さ

流路長さ [mm]	入口 BREAK [m]	PIPE [m]	出口 BREAK [m]
10	2×10^{-4}	2×10^{-4}	2×10^{-4}
20	4×10^{-4}	4×10^{-4}	4×10^{-4}
36	6×10^{-4}	6×10^{-4}	6×10^{-4}

(b) 圧力損失の考慮

実験流量を再現するためには、圧力損失を適切に考慮する必要があると (3) で確認することができたため、クラック型漏えいでも同様の手法を用いて圧力損失を考慮することにした。試験片の流路の表面粗さが $12.5 \mu\text{m}$ であるので、式(2.1.5-14)を用いると、各ケースに対して、表 2.1.5-11 に示したように摩擦損失係数を求めることができる。また、表 2.1.5-12 には、各ケースに対する摩擦損失による圧力損失係数も示している。

表 2.1.5-11 各ケースに対する摩擦損失係数

解析ケース	1	2	3
流路長さ [mm]	10	20	36
流路の縦幅 [mm]	0.54	0.28	0.88
摩擦損失係数 [-]	0.0400	0.0508	0.0340

表 2.1.5-12 各ケースに対する摩擦損失による圧力損失係数

解析ケース	1	2	3
摩擦損失による 圧力損失係数 [-]	0.374	1.82	0.706

5) 結果と考察

(a) 飽和蒸気の漏えい量

各ケースの実験値と解析値とを比較したグラフを図 2.1.5-42 に示す。図 2.1.5-42 から解析値はやや実験値よりも大きな値を示していることが確認することができる。実験値と解析値の差異を示した表を表 2.1.5-13 に示す。

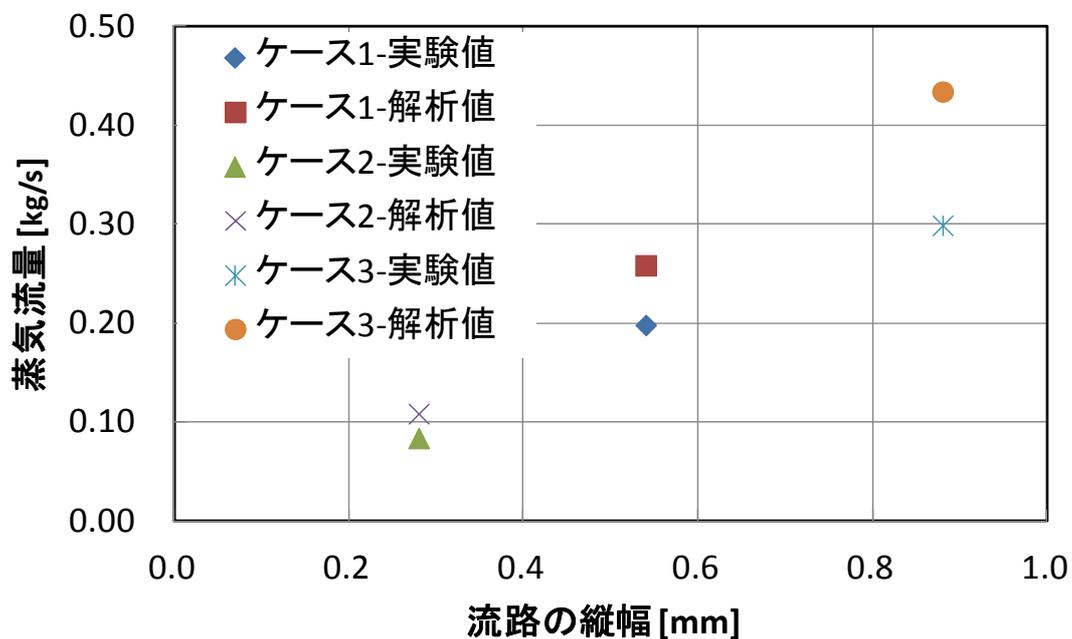


図 2.1.5-42 各解析ケースでの実験値と解析値との比較

表 2.1.5-13 各解析ケースでの実験値と解析値との差異

解析ケース	1	2	3
実験値との差異 [%]	30	29	45

a) き裂内圧力損失のモデル化

この差異の減少を図るため、図 2.1.5-43 ようなモデルを想定し、摩擦損失係数の与え方を再考することにした。図 2.1.5-39 に、引張応力を受けた試験片は表面粗さよりもより大きな凹凸をある一定のスパンで持っていることが考えられる。ここで、その大きな凹凸を最大表面粗さ R_{∞} とし、凹凸のスパンを l_{λ} とすると、試験片では、 $R_{\infty}=50\mu\text{m}$ 、 $l_{\lambda}=0.5\text{mm}$ という結果が得られている。

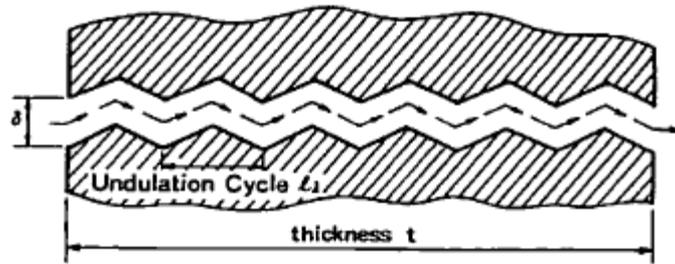


図 2.1.5-43 表面の凹凸を考慮した解析モデル

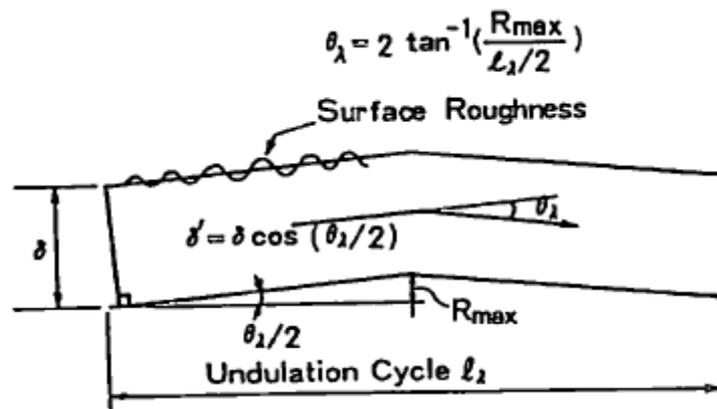


図 2.1.5-44 表面粗さと表面の起伏

まず、図 2.1.5-43 での流路の縦幅を求める。図 2.1.5-44 に再考した解析モデルの表面粗さと表面の起伏を示した図を示す。凹凸部の曲がり角度を θ_{λ} とおくと、 θ_{λ} は式(2.1.5-15)から求めることができる。すると、曲がり角度 θ_{λ} から、流路の縦幅を求めることができる。このモデルでの流路の縦幅を δ' とし、直線流路であると考えた場合の縦幅を δ とすると、式(2.1.5-16)のように求めることができる。

$$\theta_{\lambda} = 2 \tan^{-1} \left(\frac{R_{\max}}{l_{\lambda}/2} \right) \quad (2.1.5-15)$$

$$\delta' = \delta \cos\left(\frac{\theta_\lambda}{2}\right) \quad (2.1.5-16)$$

次に、このモデルでの流路長さを求める。このモデルでの流路長さを L 、圧力損失を再考する前の時の流路長さを t とすると、式(2.1.5-17)のように求めることができる。

$$L = \frac{t}{\cos\left(\frac{\theta_\lambda}{2}\right)} \quad (2.1.5-17)$$

以上を踏まえて、摩擦損失を再考すると、表 2.1.5-14 のように求めることができる。

表 2.1.5-14 図 2.1.5-43 の解析モデルでの摩擦損失係数

解析ケース	1	2	3
摩擦損失係数 [-]	0.0402	0.0512	0.0342

さらに、屈折損失を ζ とすると、式(2.1.5-18)から求めることができる。また、この屈折部の数を N_λ とすると、式(2.1.5-19)から求められるので、流路全体での屈折損失は、式(2.1.5-20)から求めることができる。各ケースの屈折損失は表 2.1.5-15 のようになる。

$$\zeta = 0.946 \sin^2\left(\frac{\theta_\lambda}{2}\right) + 2.05 \sin^4\left(\frac{\theta_\lambda}{2}\right) \quad (2.1.5-18)$$

$$N_\lambda = \frac{2t}{l_\lambda} \quad (2.1.5-19)$$

$$\zeta_{\text{all}} = N_\lambda \cdot \zeta \quad (2.1.5-20)$$

表 2.1.5-15 図 2.1.5-43 の解析モデルでの屈折損失係数

解析ケース	1	2	3
曲がり損失係数 [-]	1.58	3.15	5.68

流路中に作用する圧力損失の合計は、摩擦損失と屈折損失の合計となるので、各ケースの再考した場合の流路中の圧力損失係数は表 2. 1. 5-16 のようになる。

表 2. 1. 5-16 図 2. 1. 5-43 の解析モデルでの流路中における圧力損失係数

解析ケース	1	2	3
流路中での摩擦損失と曲がり損失による圧力損失係数 [-]	1.97	5.07	6.42

このモデルを用いた解析値と実験値とを比較したグラフを図 2. 1. 5-45 に、解析値と実験値との差異を示した表を表 2. 1. 5-17 に示す。

比較した結果、差異が数%で良好に一致することが確認することができた。ケース 3 で、差異が他の 2 ケースと比較して、やや大きくなったが、実験値との差異が大幅に小さくなったことから、この解析モデルでの有効性を確認することができたと思われる。

この結果から、疲労亀裂のような漏えい流路を考慮するときは、摩擦損失に加えて、引張応力などで作られた最大表面粗さ（屈折損失）を考慮する必要があると考えることができる。

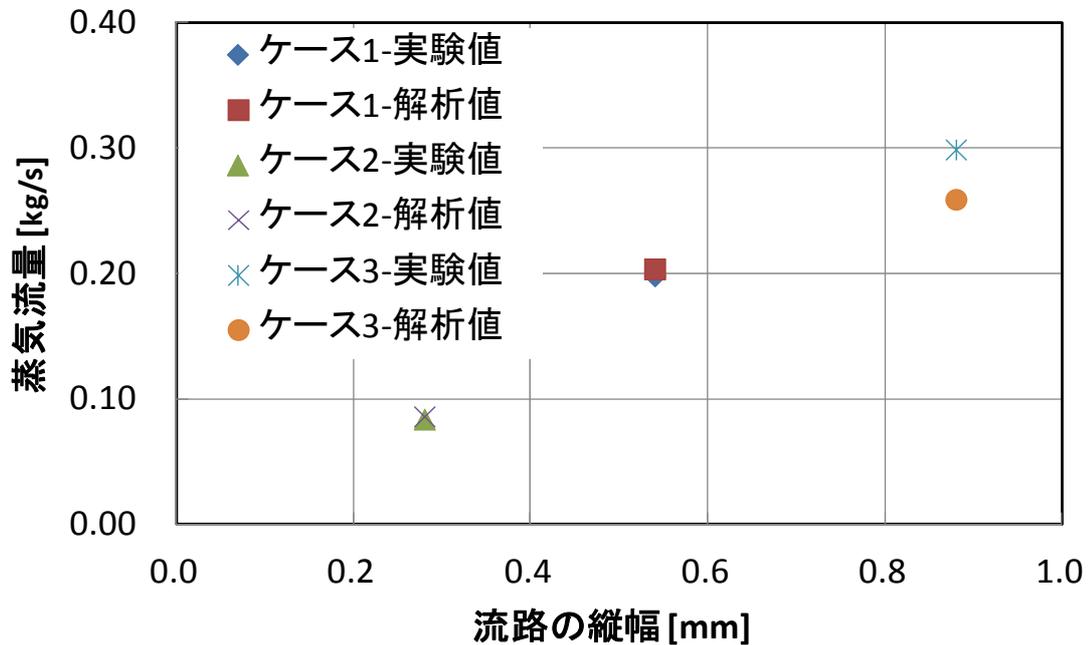


図 2. 1. 5-45 図 2. 1. 5-43 の解析モデルを用いた時の解析値と実験値との比較

表 2. 1. 5-17 図 2. 1. 5-43 の解析モデルを用いた時の解析値と実験値との差異

解析ケース	1	2	3
実験値との差異 [%]	3	3	-13

(b)飽和水の漏えい量

飽和蒸気の漏えい量評価手法と同様の手法を用いて、飽和水の漏えい量評価の検討を行った。解析ケースを表 2.1.5-18 に示す。また、各ケースにおいて、クラック型の蒸気漏えいと同様の手法を用いて考慮した圧力損失係数を表 2.1.5-19 に示す。

クラックからの飽和水漏えいの解析結果と実験結果とを比較したグラフを図 2.1.5-46 に示す。各ケースごとに実験結果を丸印で、解析結果を四角印でそれぞれ示している。飽和蒸気と比べると、解析値と実験値との差異はかなり大きく表れていることが確認することができる。このような差異が表れた原因を考察することにする。

表 2.1.5-18 解析ケース

解析ケース	1	2	3	4	5	6
流路長さ [mm]	10	10	20	20	36	36
流路の縦幅 [mm]	0.17	0.28	0.17	0.28	0.21	0.31

表 2.1.5-19 各ケースでの流路中における圧力損失係数

解析ケース	1	2	3	4	5	6
流路中での 摩擦損失と曲がり損失による 圧力損失係数 [-]	3.45	2.53	6.91	5.07	10.7	8.62

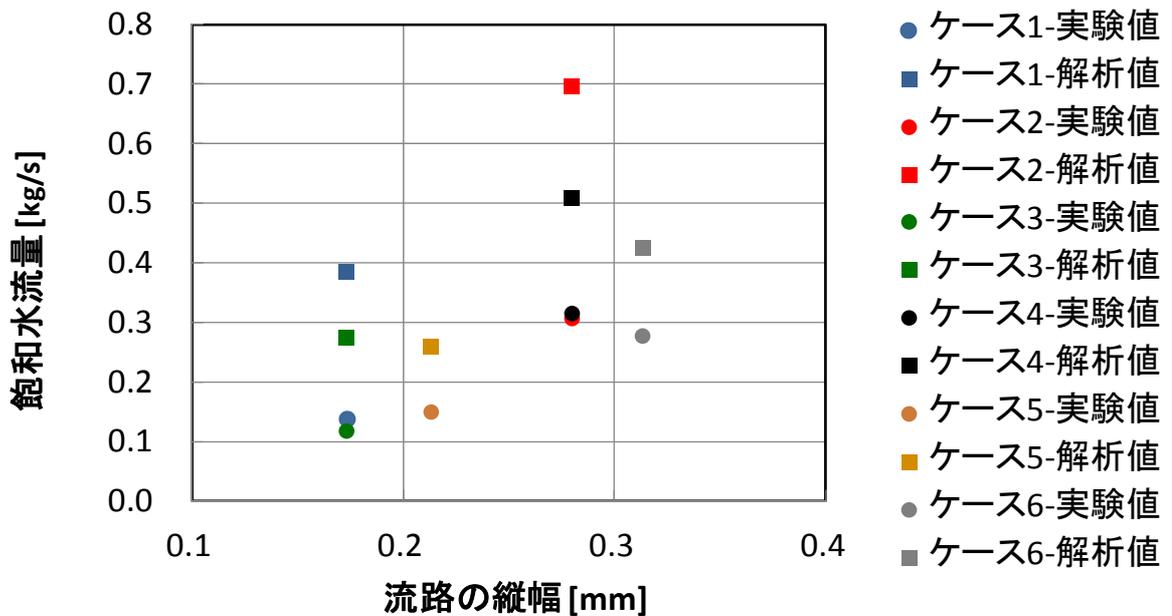


図 2.1.5-46 液相漏えい流量の解析値と実験値との比較

a) 解析値と実験値の考察

まず、解析結果を見ると、流路長さによって、差異の大きさが異なっている。流路長さが長くなるほど、差異は小さく表れている。また、流路の縦幅が大きいほど、差異は小さいことがグラフからわかる。

ここで、TRAC コードに実装された臨界流モデルを踏まえて、考察する。TRAC コードでは、臨界流モデルとして、均質流モデルが採用されている。参考文献^[7]によると、均質流モデルではボイド率が低い時、つまり、液相の割合が多き場合の流量を計算する際には、一般的に実験値よりもやや大きな値となるという報告がある。例えば、1 次系冷却水ブローダウンと言った事象では、流路直径が 75mm～200mm と本解析に対してに流路断面積はかなり大きくなっている。参考文献^[7]において、この実験解析に対する流量では、実験値と比較して 1.3 倍程度解析値のほうが大きくなっている。また、流路断面積が小さくなると実験値と解析値との差異は大きくなる傾向にあることから、本解析では、流路断面積が比較的小さいものであるため、その影響が大きく出たものであると考えられる。また、TRAC コードは、安全解析用の解析コードであり、大規模の冷却材喪失事故 (LOCA) などの事象評価に用いていたことから、流出量が大きく出ても、評価上安全側として扱うことができるため、特に問題はないと考えられる。

流路長さや流路幅により、実験値と解析値との差異が異なっているのは、流路内での熱平衡の具合が影響しているものと考えられる。液相が減圧されながら流路を通過するとき、液相の温度での飽和圧力以下に圧力が低下すると、減圧沸騰が生じる。流路が長くなると、その効果を比較的安定的に見積もることができるため、流路が長くなる場合には、実験値との差異が小さくなるものと推察することができる。

TRAC-BF1 コードを用いる際に、液相漏えいを想定する場合、上記で述べてきた圧力損失を考慮する手法では、評価が難しいことを確認することができた。したがって、液相漏えいの場合は、解析流量に対して、流量係数を用いることで、流量を評価する手法が望ましいと考える。ただし、流量係数に影響する因子をできるだけ減らし、より定量的な評価を行うことができるように、上記で述べてきた形状などによる圧力損失を考慮した上で、流量係数を用いるべきである。表 2.1.5-20 に本解析での各ケースの流量係数を示す。

表 2.1.5-20 各ケースに用いた流量係数

解析ケース	1	2	3	4	5	6
流量係数	0.36	0.44	0.43	0.62	0.58	0.65

6) まとめ

疲労破壊などによるクラック型の漏えいの漏えい量を評価するために、実験解析を実施した。実験では、BWRの使用条件として、圧力7MPaでの飽和蒸気または飽和水をクラックから流出させている。クラックの大きさは、縦幅を変更することで、いくつかのケースでの実験を実施している。実験では、試験片に繰り返し応力を加えており、疲労による試験体表面の変化を模擬している。

(a) 飽和蒸気の漏えい流量の評価

- (3)と同様に圧力損失を考慮した結果、やや実験値との差異が見られたため、圧力損失の再考を行った。
- 試験体表面は、繰り返し応力により細かな凹凸が存在していることから、その凹凸を考慮した解析モデルを導入した。
- そのモデルの導入により、流路幅の変化から摩擦損失の見直しと、曲がり損失を考慮したところ、実験値と良好な一致を確認することができた。

(b) 飽和水の漏えい流量の評価

- クラック型蒸気漏えいの漏えい量評価で用いた評価手法を用いて解析を行った結果、実験値との大きな差異が確認できた。
- TRAC-BF1 コードに実装された臨界流解析モデルは均質流を用いており、ボイド率が低い場合また、流路断面積が小さい場合、解析値が大きくなる傾向があることから、本解析による差異の原因が均質臨界流モデルによるものであると判断した。
- TRAC-BF1 コードでクラック型の液相漏えいの漏えい量を評価する際には、適切な圧力損失を考慮した上で、流量係数を用いることで、対応した。

(5) 格納容器内漏えい解析

1) 概要

2011年3月11日の東京電力福島第一原子力発電所の事故では、東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、原子炉の冷却機能が喪失し、炉心損傷に至ったと考えられている。その過程の中で、地震に伴い何らかの機器の破損により、小規模な冷却材喪失が発生したという事案が論点となっている。

その議題に関して、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（国会事故調）と事故調査・検証委員会（政府事故調）とは、異なる見解を示している。

政府事故調では、保安規定で許容される程度の漏えいの可能性は否定できないが、圧力容器が本来有する閉じ込め機能を喪失するような損傷は生じていなかったとしている。一方、国会事故調では、逃し安全弁の作動音が聞こえなかったという作業員の聞き取り調査の結果から、小規模な LOCA が発生したことにより逃し安全弁が作動しなかったと判断し、小規模の LOCA の発生の可能性を示唆している。

しかし、その検討は不十分であり、その根拠に乏しいところがある。このまま、国会事故調による報告が正しいとされれば、原子力発電所の安全性向上に対して、冷却材喪失事故に対するさらなる検討が必要となる。適切な安全評価を実施するためにも、根拠を持った判断が必要である。

そこで、本研究では、地震後に冷却材の喪失が発生していたのかを検証するために、(2) から (4) で検討してきた微小な漏えい量の評価手法を用いた微小漏えい解析を実施し、事故当時に記録された実測値との比較により検討し、漏えいの有無を検証することにした。

2) 妥当性解析

地震後に格納容器内において冷却材の漏えいが発生していたかどうかの可能性を検証するための解析を実施するためには、解析コードの妥当性を検証しておく必要がある。格納容器へ流入する冷却材の流量は、(3) と (4) の流量評価手法を用いることで評価が可能であるが、漏えいが生じた場合の格納容器内挙動を検証するには、その評価が不十分である。そのために、格納容器系の応答の妥当性を検証するために、三井造船株式会社で実施されたブローダウン時における圧力抑制型格納容器の応答性実験での実験結果を参考にした。実験解析を行うことで、格納容器挙動の解析手法の妥当性を確認した。

(a) 実験方法

a) 実験概要

ここでは、三井造船株式会社で実施されたブローダウン時における圧力抑制型格納容器の応答性実験について述べる。この実験では、圧力容器内で高温高圧の飽和水を生成し、破断口を模擬したノズルかた格納容器内へ流入させることによって、ブローダウン現象を模擬するものであり、このときのドライウェル（以下 D/W）や圧力抑制室（ウェットウェル、以下 W/W）からなる格納容器内の圧力や温度の過渡変化を記録することにより、ブローダウン時の格納容器内の熱流力的現象を把握するために実施されたものである。図 2.1.5-47 に実験装置図の系統図を、図 2.1.5-48 に格納容器の詳細図を、図 2.1.5-49 に格納容器内のベント管の詳細図を示す。また、表 2.1.5-21 に格納容器の主要寸法と仕様を示す。

格納容器は図 2.1.5-48 に示すように、上半分の D/W および下半分の W/W からなるものであり、D/W と W/W とはベント管で結ばれている。図 2.1.5-47 に示す、圧力容器から流出してきた飽和蒸気・水はまず、D/W に入り、D/W からベント管を通じて W/W へ流入する。W/W は 3 室に等分割されているので、ベント管は 3 本取り付けられている。ベント管は、内径 75mm となっている。

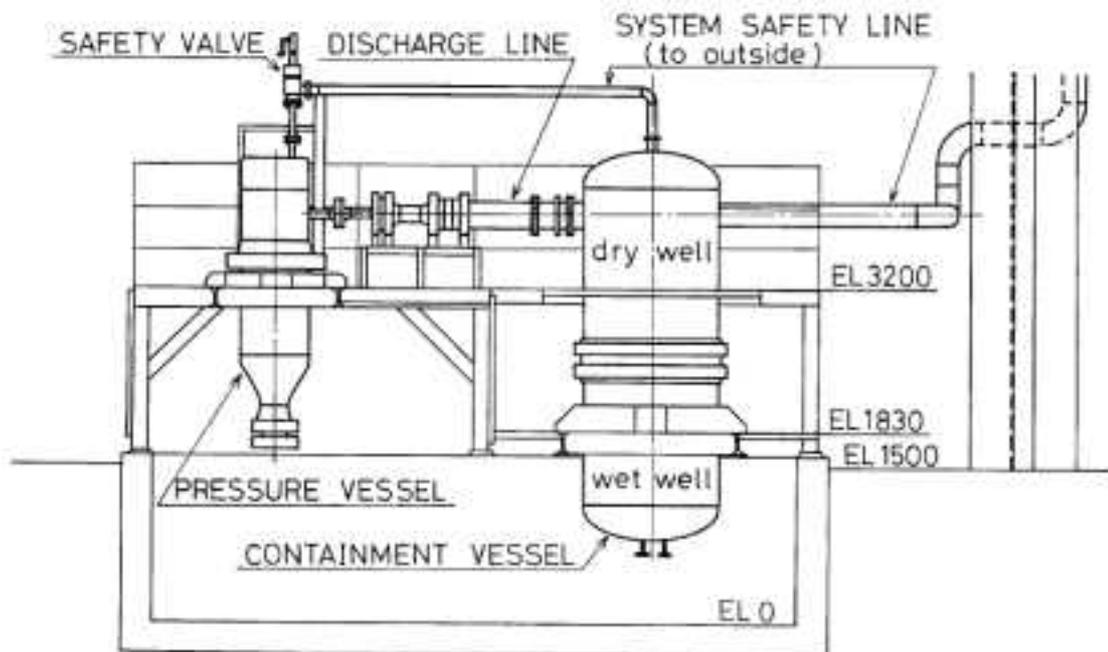


図 2.1.5-47 実験装置の系統図

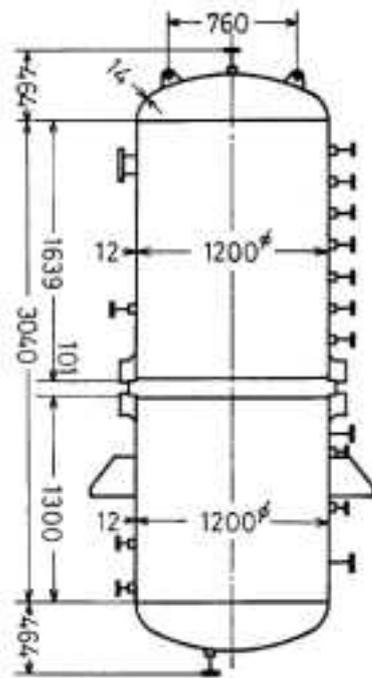


図 2.1.5-48 格納容器の詳細図

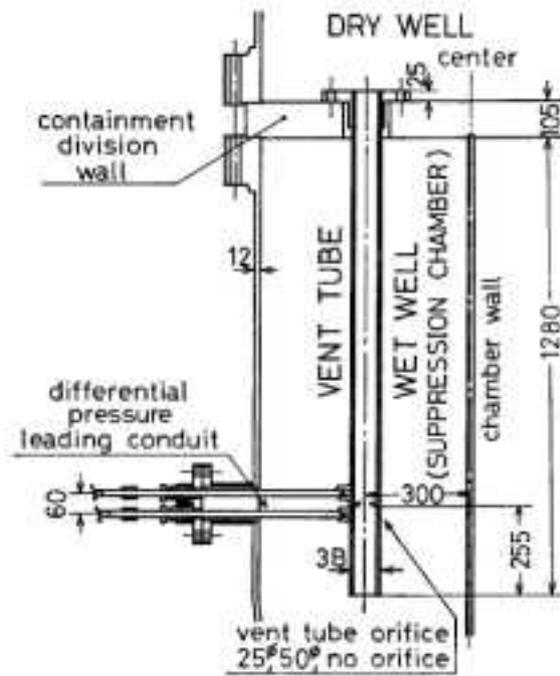


図 2.1.5-49 格納容器内のベント管の詳細図

表 2.1.5-21 格納容器の主要寸法と仕様

形 式	堅置円筒形 中間フランジにドライウェル・ウェットウェル仕切板をはさむ 圧力抑制室は 3 室
寸 法 (内容量)	格納容器内径 1200mm、高さ 3700mm ドライウェル 2.1m ³ 、ウェットウェル 1.695m ³
設計圧力	15kg/cm ² g
設計温度	200°C
材 質	SB42

b) 実験条件

実験では、ブローダウン口径や W/W の各部屋の水位をパラメータとしている。ブローダウン開始時における圧力容器内流体の初期飽和水条件は、圧力が 137 kg/cm²g であり、水量は全ての実験において一定としている。実験解析を行った実験ケースとその条件を表 2.1.5-22 に示す。ここで、W/W 水位はベント管先端から測った高さとなっている。

これらの実験ケースを選択した理由は、解析と比較することができる実験データが参考文献に多く記載されていたからである。

表 2.1.5-22 実験解析を行った実験ケースと条件

実験ケース	ブローダウン口径	圧力容器内初期圧力	W/W 水位		
			第 1	第 2	第 3
1	6 mm	137 kg/cm ² g	0.72 m	0.73 m	0.75 m
2	12	137	0.79	0.81	0.79
3	12	137	0.45	0.46	0.45

(b) 解析モデルと解析条件

使用した解析コードは二相流過渡解析コード TRAC-BF1 であり、格納容器の解析を実施するために実装されたコンポーネントである CONTAN コンポーネントを用いて、実験解析を実施した。CONTAN コンポーネントはコントロールボリューム（以下、コンパートメント）とフローパスのネットワーク構成に基づくモデルを使用している。熱流動モデルの方程式は、コンパートメント間の運動量保存則、コンパートメント内の質量保存則、エネルギー保存則および理想気体の状態方程式である。

図 2.1.5-50 に解析モデルを示す。4つのコンパートメントを使用し、1つを D/W とし、3つを W/W とした。そして、D/W とそれぞれの W/W とをベント管で繋いでいる。この際に使用するのがパッシブジャンクション（フローパス）である。D/W と W/W との間の差圧が、ベント管の浸水している分の水圧を超えると、D/W から W/W へ流体が流れ始める。

ブローダウンノズル部は配管内の流れ解析を行うことができる PIPE コンポーネントを使用し、模擬した。その際の境界条件は、圧力境界とし、その指定が可能である BREAK コンポーネントを使用した。

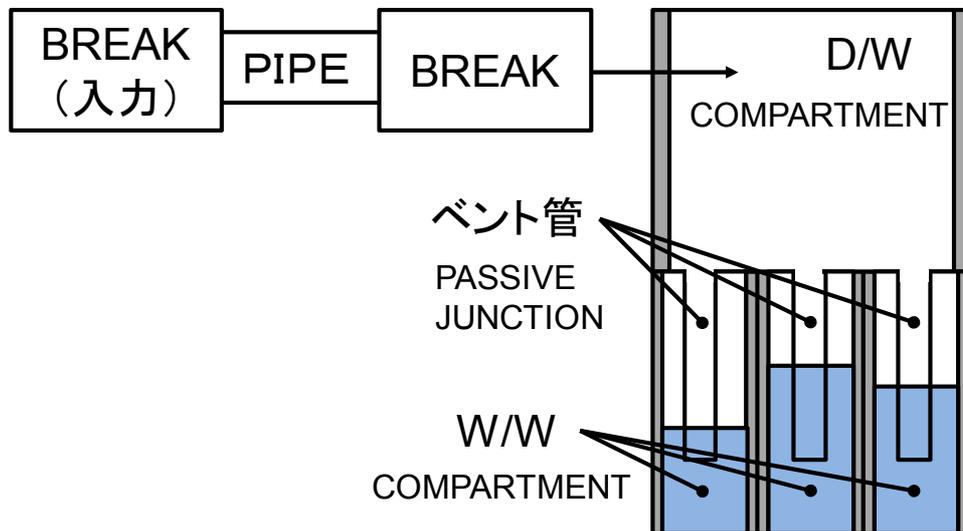


図 2.1.5-50 解析モデル

(c)ブローダウン特性評価

ブローダウン時の格納容器内挙動を解析するためには、ブローダウン流量等を推定する必要がある。妥当性解析の対象としている格納容器系の応答時間内において、ブローダウンオリフィス点で臨界状態が保持されるため、格納容器系の圧力がブローダウン流量に影響を及ぼすことはない。したがって、ここでは、ブローダウンノズル部のみの解析体系を設け、実験流量を再現するための解析を実施した。

実験では、3種類のブローダウン口径とそれらにそれぞれ対応する圧力容器の圧力応答と圧力容器内の残留水量がデータとして存在している。本解析では、そのうちの2つを解析対象とした。1つは、ブローダウン口径が6mmで、初期圧力容器内圧力が約140 kg/cm²aであるケースであり、もう1つは、ブローダウン口径が12mmで、初期圧力容器内圧力が約140 kg/cm²aであるケースである。

流量を適切に再現するためのパラメータとして、ボイド率と圧力損失係数を調整した。参考資料では、実験時のブローダウンノズルに関するボイド率の記載はなかったが、飽和蒸気と飽和水のブローダウン実験であり、蒸気の流出量が多い破断を模擬するものと記載があることから、ある程度の二相流状態であると考え、ボイド率をパラメータとして採用した。また、参考資料でもこの実験に対する実験解析を実施しており、流量を計算する際に、流量係数を設けることで、流量をフィッティングしていることから、本解析では、流量係数と同等の扱いが可能であると思われる圧力損失係数をパラメータとして採用した。

実験では、ノズル内圧力・温度分布などの詳細なデータが得られていないので、流量を

再現することに重きを置き、簡易的な解析体系にした。解析モデルを図 2.1.5-51 に示す。PIPE コンポーネントを使用し、両端の境界条件は圧力条件とし、BREAK コンポーネントで与えている。また、PIPE コンポーネントの出口部では、臨界流としている。PIPE コンポーネントのセル数は1つで、セル長さは1mとした。



図 2.1.5-51 解析モデル

図 2.1.5-52 は、ブローダウン口径が 6mm の場合の圧力容器圧力と圧力容器内残留水量の実験値と解析値とを比較したものである。図 2.1.5-53 はブローダウン口径が 12mm の場合のものである。ここで、各ブローダウン口径に対するパラメータの最適値を表 2.1.5-23 に示す。いずれの場合も全般的に良く一致している。多少の誤差はあるものの、ブローダウンによる格納容器系への影響を長期的にみると重大な影響を与えるとは考えられにくいので、このブローダウン解析手法を用いて、以後の解析を進めていくことにした。

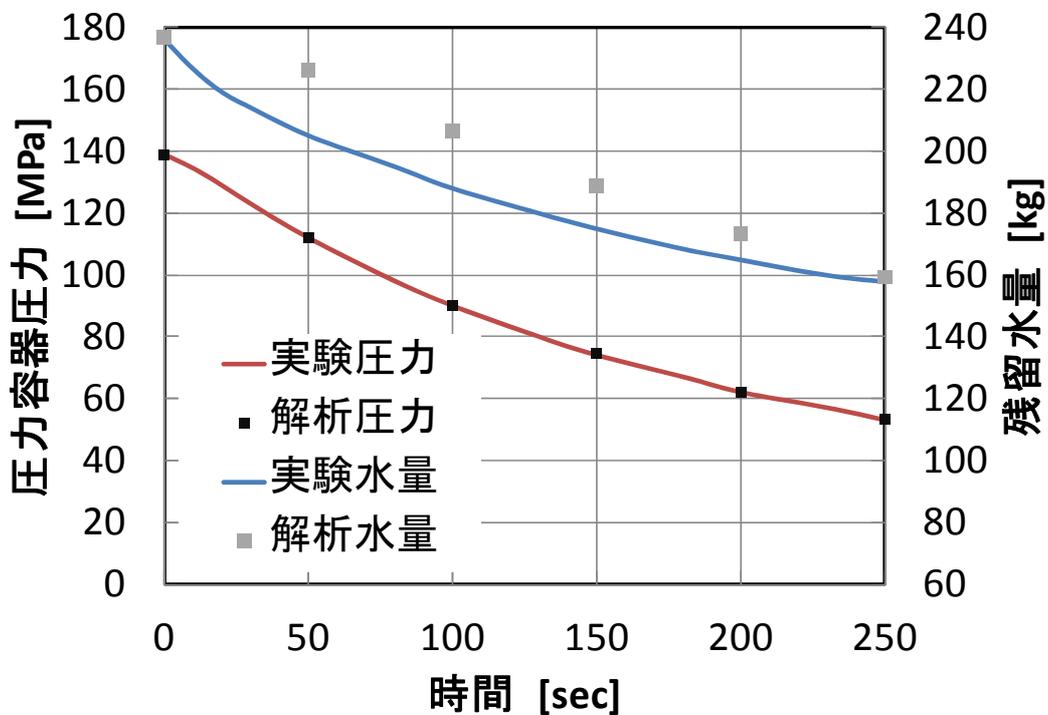


図 2.1.5-52 ブローダウン口径 6mm の場合の圧力容器圧力と残留水量について、

実験値と解析値との比較

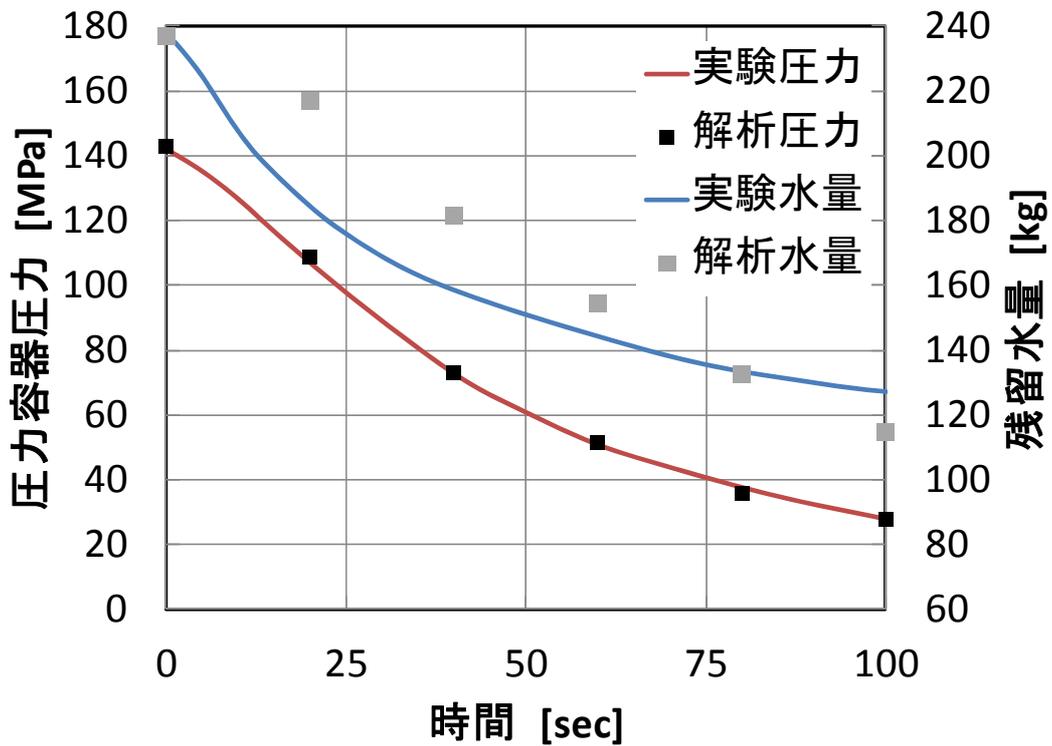


図 2.1.5-53 ブローダウン口径 12mm の場合の圧力容器圧力と残留水量について、
実験値と解析値との比較

表 2.1.5-23 各ブローダウン口径に対するパラメータの最適値

ブローダウン口径	ボイド率	圧力損失係数
6 mm	0.9	5.0
12 mm	0.9	3.0

(d) 計算パラメータの感度解析とその最適値

実験ケース 1 についての解析結果と実験結果とを比較したグラフを図 2.1.5-54 に示す。解析結果と実験結果を比較すると、圧力上昇に違いが生じているため、ここでその違いについての検討をした。

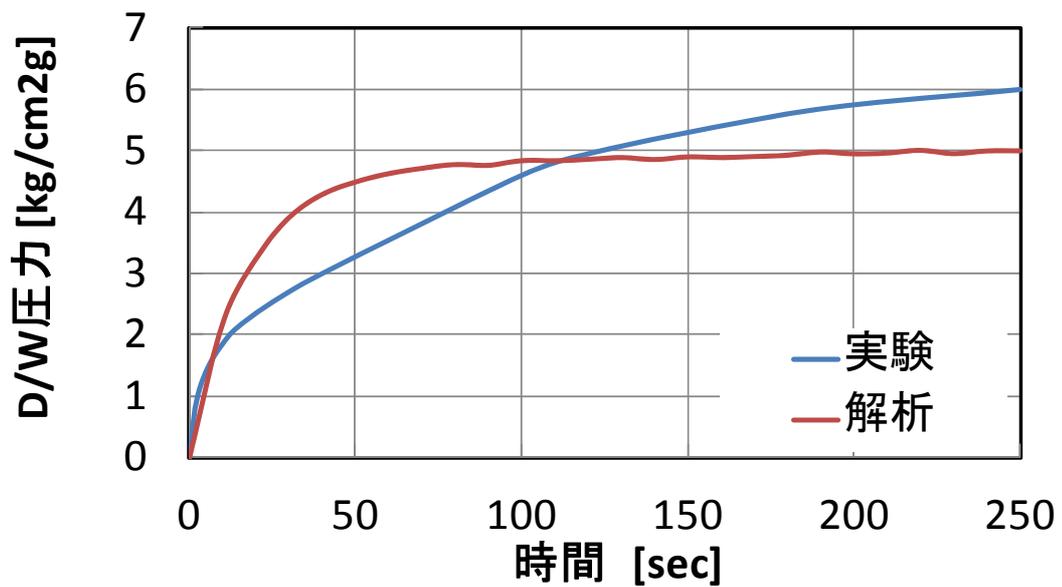


図 2.1.5-54 実験ケース 1 についての実験結果と解析結果の比較

ここで、D/W から W/W へと流れる蒸気がウェットウェルで凝縮しない割合を FRSB、W/W とベント管から流入した空気との熱平衡効果の割合を FRAB とすると、解析における格納容器内圧力の変化は、上記のパラメータ（解析入力パラメータ）による影響が見られた。これらのパラメータの影響を確認するにあたって、表 2.1.5-22 に示した実験ケース 1 を用いて解析を行った。

まず、FRSB についての説明をする。FRSB を大きくすると、W/W での蒸気凝縮が起こりにくくなる。つまり、W/W での蒸気量が増え、W/W での圧力上昇が大きくなる。D/W の圧力応答は W/W の圧力とともに変化するために、W/W の圧力が高くなることで、D/W の圧力も高くなっている。図 2.1.5-55 に FRSB の違いによる解析結果の違いを示す。実際の現象では、ベントされた蒸気が W/W で完全に凝縮するとは考えられないので、実験の W/W の変化を再現するように FRSB を調節した。

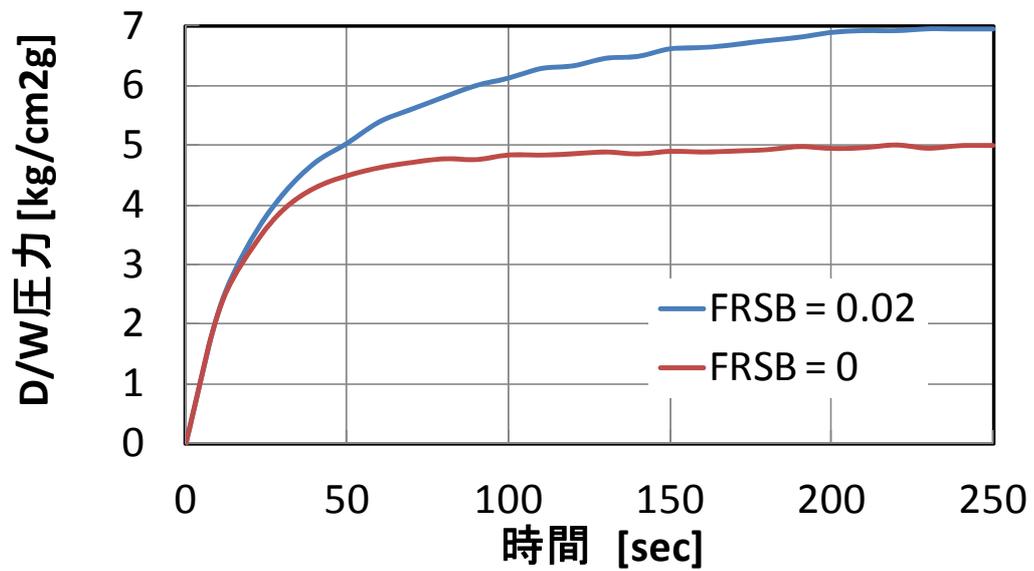


図 2.1.5-55 FRSB の違いによる解析結果の違い

次に、FRAB についての説明をする。FRAB を大きくすると、ベント管を通じて D/W から W/W へ流れ込む空気と W/W 内の水との熱平衡に至りやすくなる。つまり、この効果が大きくなると、W/W での圧力上昇が抑制されることになり、それに応じて、D/W での圧力も抑制される。図 2.1.5-56 に FRAB の違いによる解析結果の違いを示す。FRAB についても、実際の現象では、ベントされた空気が W/W で完全に熱平衡に至ることはないと考えられるので、実験の W/W の変化を再現するように調節を行った。

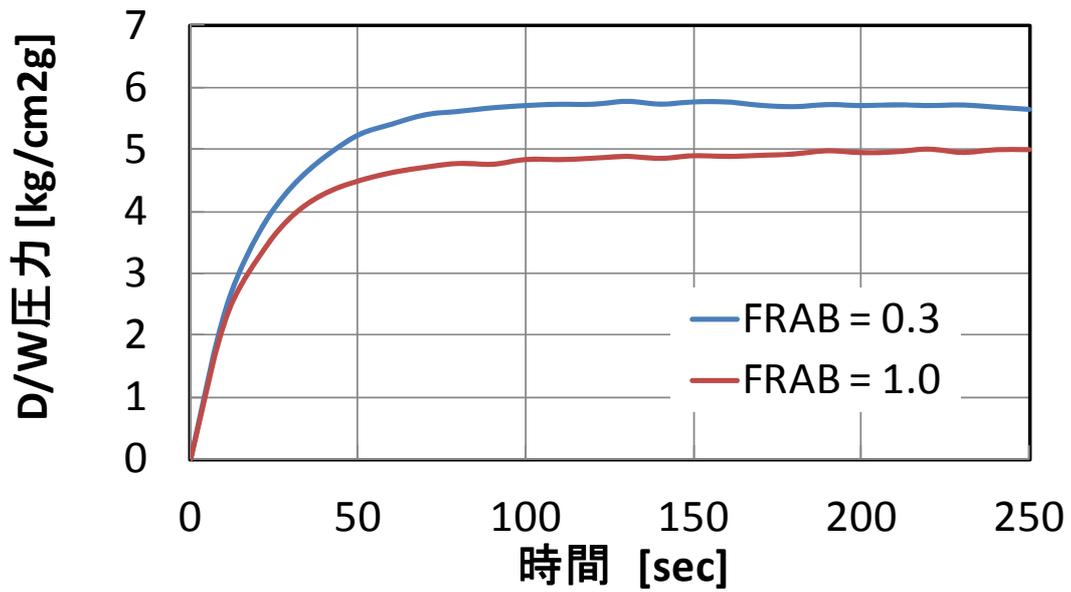


図 2.1.5-56 FRAB の違いによる解析結果の違い

上記のパラメータによる調整を行い、もっとも実験結果を再現することができた、パラメータの組み合わせを表 2.1.5-24 に示す。また、その解析結果と実験結果を比較したグラフを図 2.1.5-57 に示す。

表 2.1.5-24 解析パラメータの最適値

FRSB	FRSB
0.01	0.9

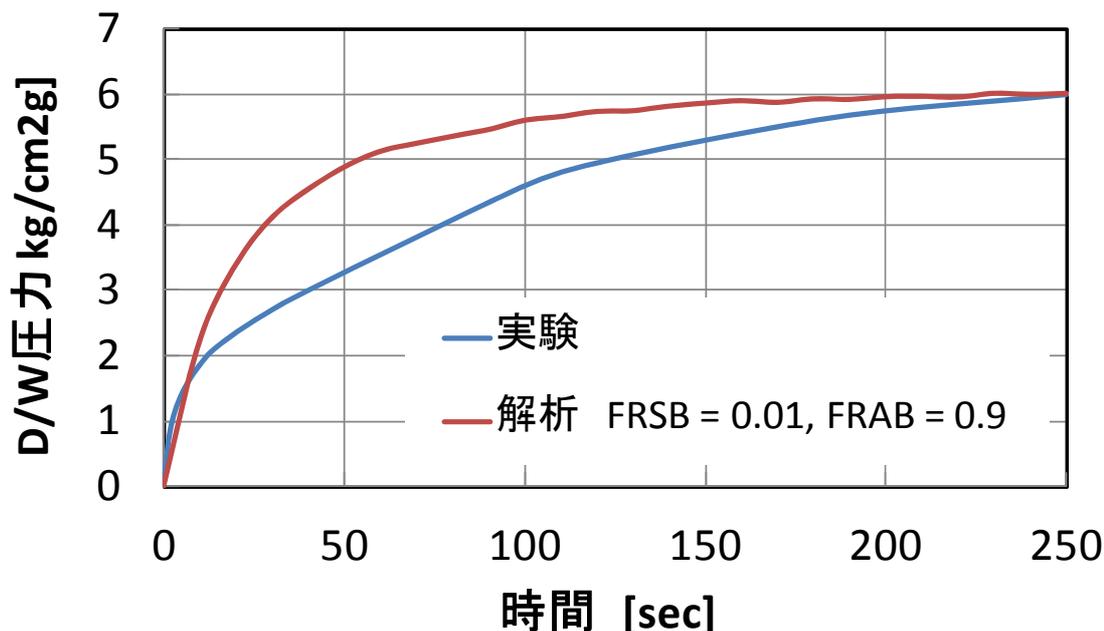


図 2.1.5-57 パラメータ調整を行った解析結果と実験結果の比較

いまだに、圧力変化には違いがみられるために、さらに検討を行った。

ここで、W/W へベントされる気体の初期空気混合率を α とすると、 α が大きいほど、初期にベントを流れる空気量が多くなり、結果的に、初期の D/W での圧力上昇が大きくなる。この理由についてこれから説明をする。

ブローダウンにより高温高压の蒸気が流入することで、D/W 内の空気が加圧される。その高压の空気がベント管を通じて、W/W へ導かれるが、空気は蒸気のように凝縮をすることもなく、W/W を加圧する。W/W が加圧されると、D/W から W/W へ導かれる気体が少なくなることで、D/W 内の圧力が上昇することになるためである。

TRAC コードでは、 α を指定することが出来ず、空気と蒸気は常に完全混合状態になっている。そのために、実験よりも初期に流出する空気量が多いために、圧力変化が大きくなっていると考えられる。しかし、 α の影響はブローダウン初期に現れるものであり、時間が経過することで解消される。この空気の混合率の違いによる圧力上昇への影響は、初期に急激に上昇し、以降緩慢に変化するのか、少しずつ上昇していくかの違いである。さらに、研究の目的となっている実機プラント解析でも、ブローダウン後の長期的な挙動に注目しているため、ここでは、影響度が低いと考えた。

(e) ケースごとの計測値と解析値との比較

各解析ケースに対して、(d) で検討したパラメータを調節した結果を示す。ケース毎に採用したパラメータの最適値を表 2.1.5-25 に示す。

表 2.1.5-25 各ケースで採用したパラメータの値

ケース	FRSB	FRAB
1	0.01	0.9
2	0.0042	0.96
3	0.0043	0.95

a) D/W 圧力と W/W 圧力

まず、各ケースにおける D/W と W/W の圧力の解析結果と実験結果を示す。ケース 1 における D/W の比較図は図 2.1.5-57 に示したので、省略する。図 2.1.5-58 と図 2.1.5-59 にはケース 2 とケース 3 における D/W の圧力変化を、図 2.1.5-60 と図 2.1.5-61 にはケース 1 とケース 3 における W/W の圧力変化をそれぞれ示す。ケース 2 の W/W 圧力の実験結果は参考文献に記載されていないため、省略した。

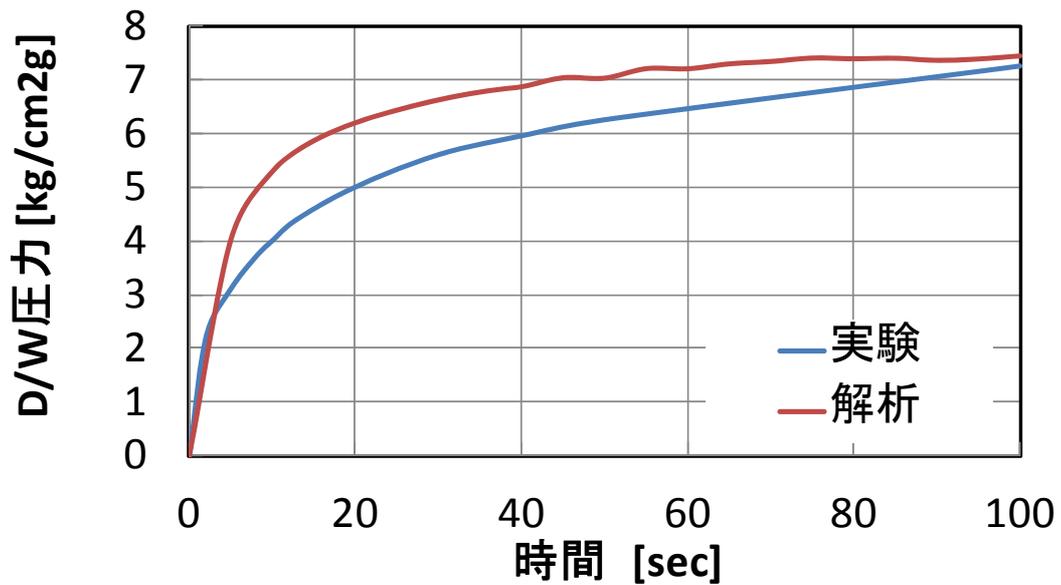


図 2.1.5-58 ケース 2 における D/W 圧力の解析結果と実験結果の比較

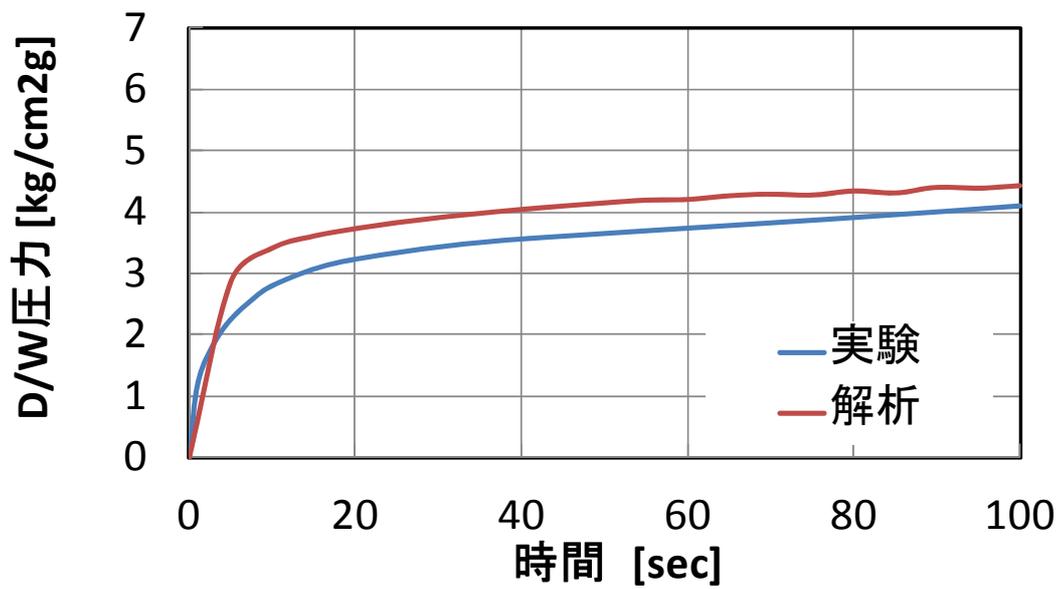


図 2.1.5-59 ケース 3 における D/W 圧力の解析結果と実験結果の比較

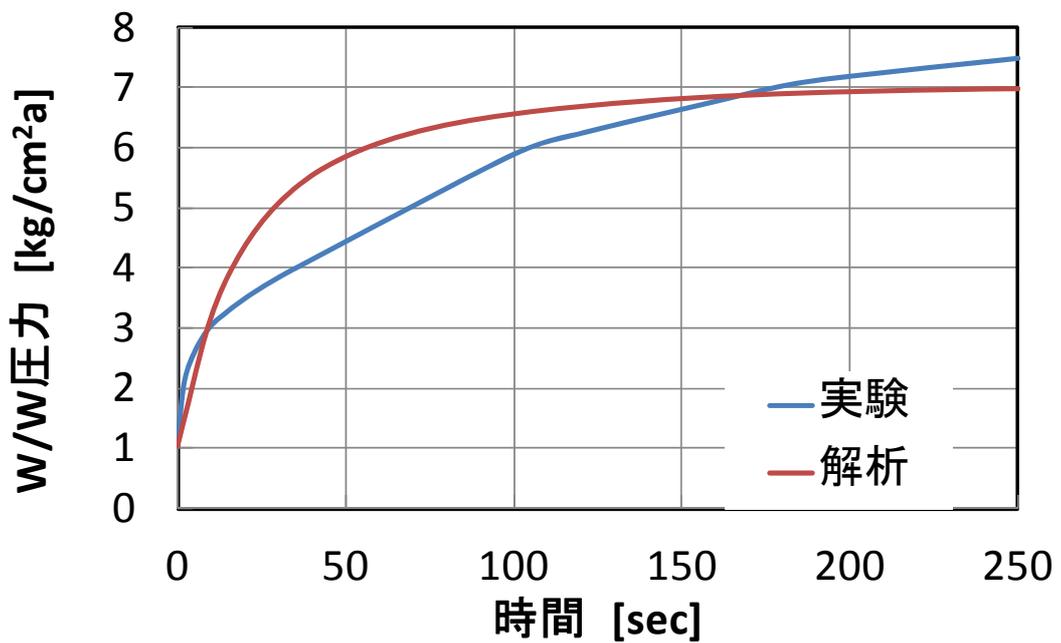


図 2.1.5-60 ケース 1 における W/W 圧力の解析結果と実験結果の比較

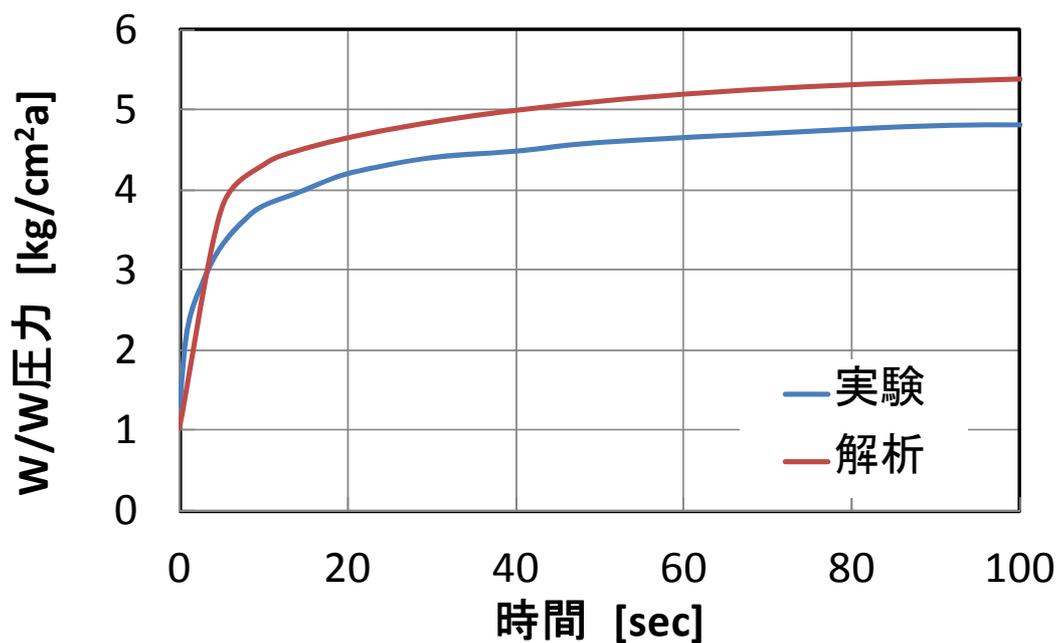


図 2.1.5-61 ケース 3 における W/W 圧力の解析結果と実験結果の比較

b) D/W 温度と W/W 水温度

次に、各ケースにおける D/W 温度と W/W 水温度の解析結果と実験結果を示す。実験では、温度測定点がいくつかあり、実験結果として参考にすることができた測定点の位置を図 2.1.5-62 に示す。実験結果として示されているのは、第 2 圧力抑制室のある位置における温度測定の結果である。

図 2.1.5-63 から図 2.1.5-65 には各ケースにおける D/W の温度変化を、図 2.1.5-66 から図 2.1.5-68 には各ケースにおける W/W 水の温度変化をそれぞれ示す。

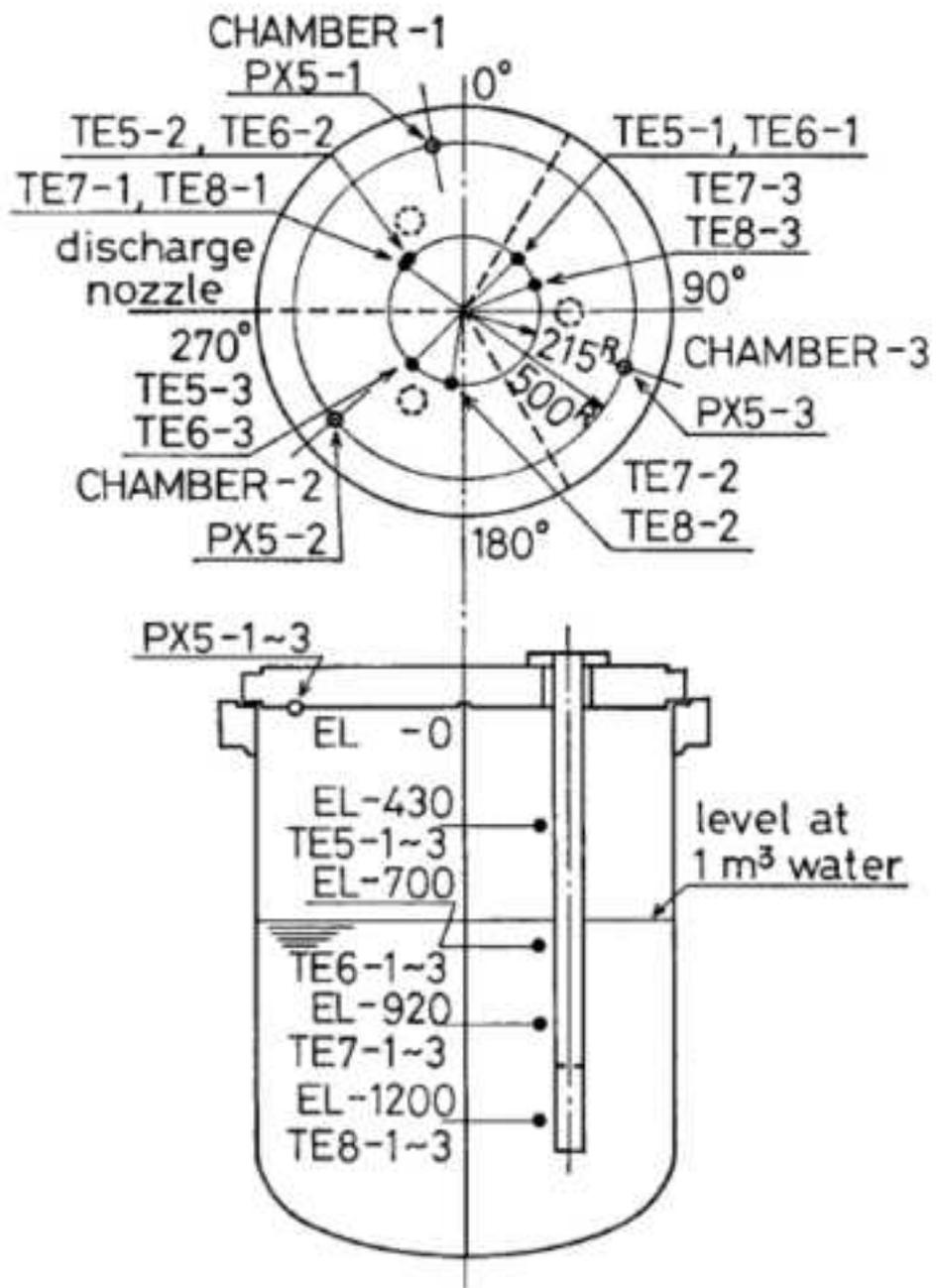


図 2. 1. 5-62 圧力抑制室の温度測定点

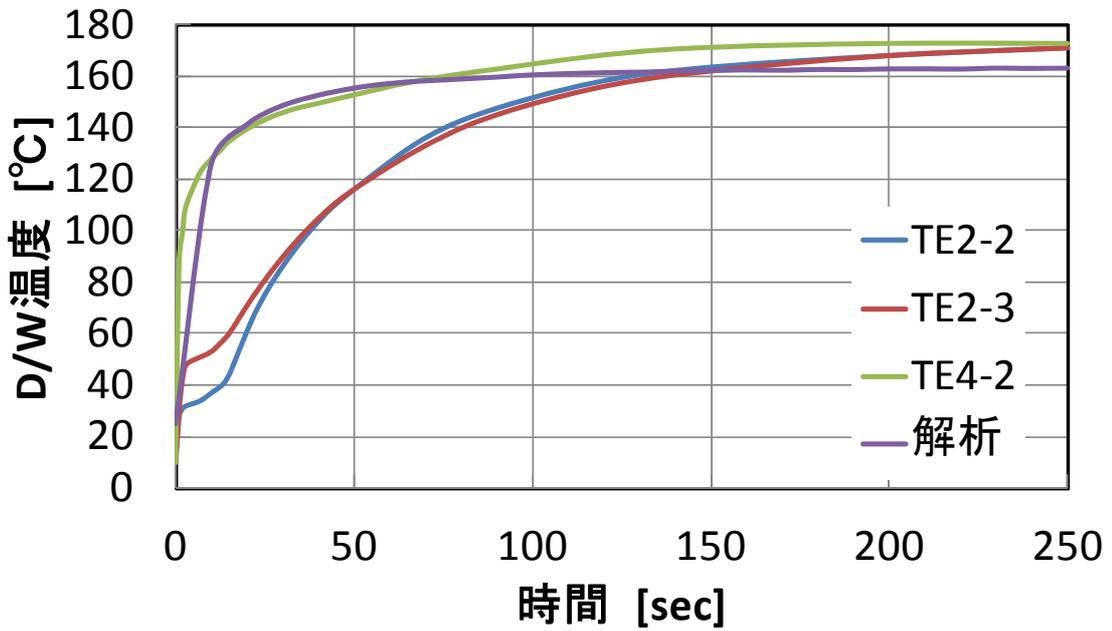


図 2. 1. 5-63 ケース 1 における D/W 温度の解析結果と実験結果の比較

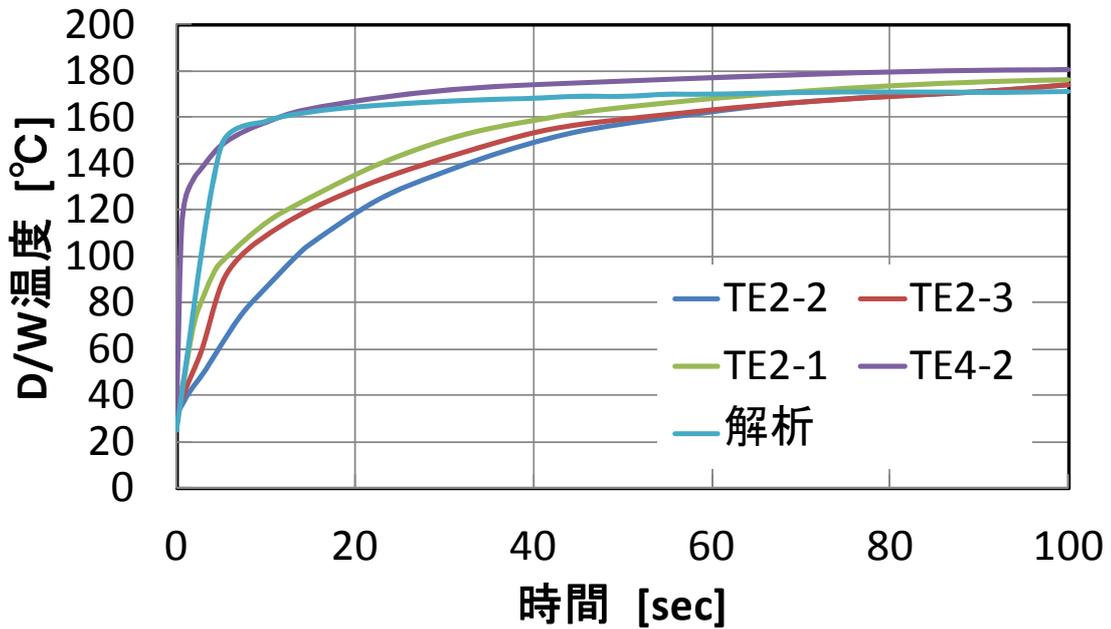


図 2. 1. 5-64 ケース 2 における D/W 温度の解析結果と実験結果の比較

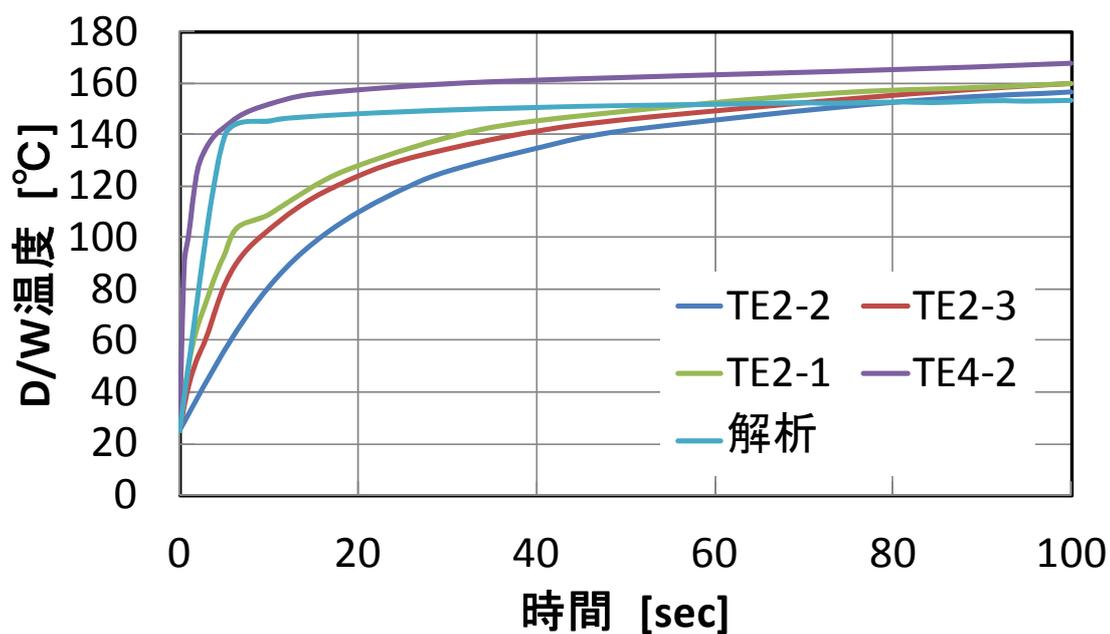


図 2. 1. 5-65 ケース 3 における D/W 温度の解析結果と実験結果の比較

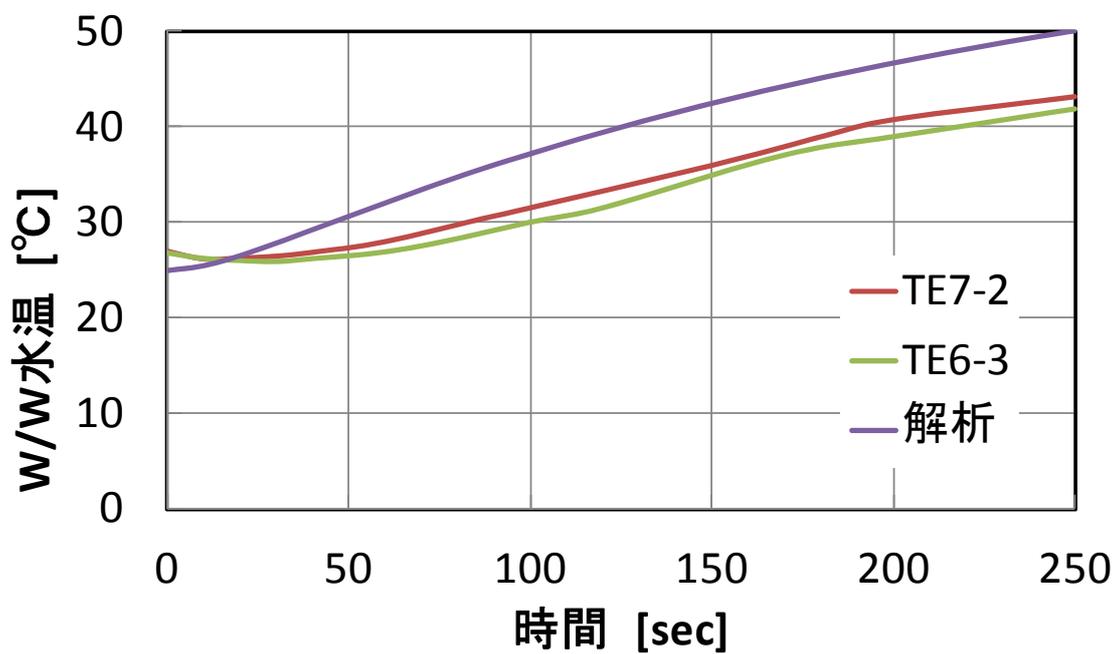


図 2. 1. 5-66 ケース 1 における W/W 水温度の解析結果と実験結果の比較

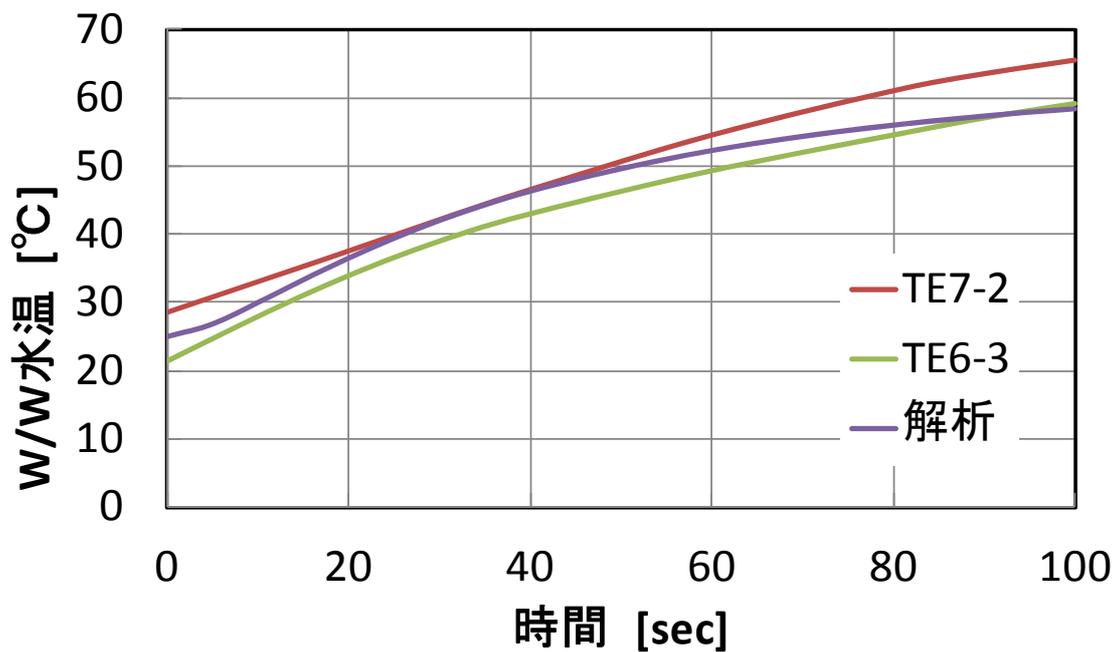


図 2. 1. 5-67 ケース 2 における W/W 水温度の解析結果と実験結果の比較

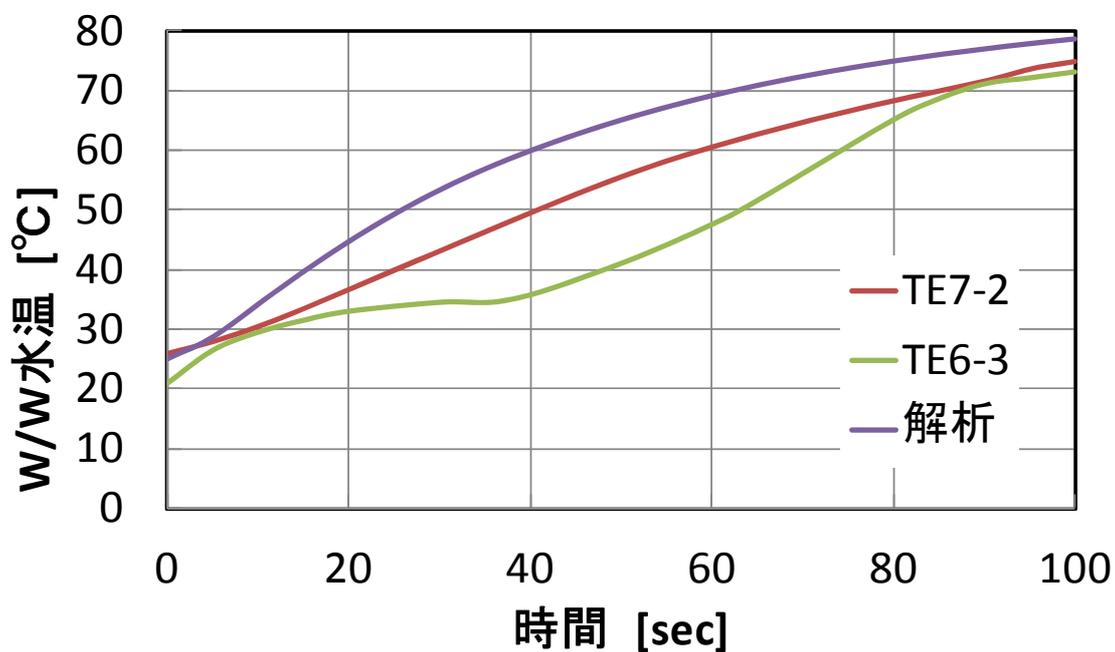


図 2. 1. 5-68 ケース 3 における W/W 水温度の解析結果と実験結果の比較

全体的に概ね一致していることから、ブローダウン時の格納容器応答の解析の妥当性を確認した。この解析手法を用いて、福島第一原子力発電所1号機での格納容器内漏えい解析を実施することにした。実機プラント解析をする際には、パラメータの設定の仕方が重要である。TRACコードは本来、安全評価のためのものであるため、Best-Estimateな評価をすることができない部分もある。しかし、それを踏まえた上で、評価対象に対して厳しい結果となるような条件を採用することで、信頼性のある評価は可能であると考えている。

3) 福島第一原子力発電所1号機での格納容器内漏えい解析

(a) 概要

2011年3月11日に発生した福島第一原子力発電所での事故において、地震発生直後から津波到達までの格納容器内挙動を把握し、冷却材喪失事象が起きていたのかを検証した。検証の方法としては、同条件での解析と実測値を比較することにより判断を行った。

検討の対象を1号機とし、解析を実施した。使用した解析コードは二相流過渡解析コードTRAC-BF1を使用し、解析手法は、(2)、(3)、(4)でその妥当性を確認した手法を組み合わせることとした。解析事象としては、1次系配管から冷却材の漏えいが発生したものとし、原子炉圧力での圧力で飽和蒸気または飽和水が格納容器内へ流出すると想定した。当時、原子炉圧力も計測されているため、その値を入力値として用いた。また、漏えい面積は任意の値を設定し、実測値と比較・検証を行った。本解析での漏えい流量を求める際には、(2)、(3)で検討を行った評価手法を採用した。

格納容器系の解析では、(4)と同様に、格納容器解析用のコンポーネントを使用し、1F-1の設計値を参考にし、モデリングを行った。

(b) 漏えい量計算の高速化

漏えい量計算は(3)と(4)で妥当性を確認した解析手法を使用するが、実機プラント解析のように、解析対象時間が長くなる計算に使用する場合、あまりに非効率である。漏えい量計算では、timestepが最大でも、 10^{-8} 程度である。しかし、このtimestepで長時間の解析を実施すると、何十、百時間も必要になる。そこで、timestepの長期化を行い、かつ元のtimestep計算での漏えい流量を再現することができるような手法を検討した。

流量計算では、圧力損失の効果が大きく影響することが確認することができたので、圧力損失による効果を変えずに、timestepを大きくする手法を検討した。timestepを大きくするためには、PIPEコンポーネントのセル長さを大きくする必要がある。また、圧力損失の計算は水力直径により行われることから、セルを大きくした分だけ、水力直径を変更することで対応した。セルの長さを大きくする場合、最も計算結果に影響を与える圧力損失の効果は、摩擦損失によるものである。式(2.1.5-21)は圧力損失を求めるための式であり、式(2.1.5-22)は摩擦損失を求めるための式である。また、式(2.1.5-23)はレイノルズ数を求めるための式である。

これらの式を用いたのは、流速やレイノルズ数を用いることで、timestep を変更した場合と変更しない場合とで流れの状態を同一とするためである。

$$\Delta P = \lambda \frac{L}{HD} \frac{1}{2} \rho u^2 \quad (2.1.5-21)$$

$$\lambda = 0.3164 \cdot Re^{-0.25} \quad (2.1.5-22)$$

$$Re = \frac{u \cdot HD}{\nu} \quad (2.1.5-23)$$

ΔP : 圧力損失

λ : 圧力損失係数

L : 流路長さ (セル長さ)

ρ : 流体の密度

u : 流体の流速

Re : レイノルズ数

ν : 流体の動粘性係数

timestep を変更する前を添え字 0 で表わし、変更した後の添え字を 1 で表わす。このさいには、流れの状態を同一と考えるため、密度と流速、レイノルズ数、動粘性係数は同じ値となる。 ΔP_0 と ΔP_1 とすると、式 (2.1.5-21) から式 (2.1.5-23) から、式 (2.1.5-24) のように整理することができる。

$$HD_1 = HD_2 \left(\frac{L_2}{L_1} \right)^{\frac{4}{5}} \quad (2.1.5-24)$$

まず、(3) で行ったピンホールからの蒸気漏えいに対して、上記の手法を適用した。 $\Phi 1$ の場合の適用結果を表 2.1.5-26 に示す。試験体圧力 (入口圧力) ごとの適用前後の流量の差異を示している。また、変更前後でのセル長さと水力直径の関係を表 2.1.5-27 に示す。

表 2.1.5-26 蒸気漏えい $\Phi 1$ での timestep 変更前後の流量の差異

試験体圧力 [MPa]	timestep 変更前 の流量 [kg/s]	timestep 変更前後の流量の差異 [%]		
		timestep 1.0×10^{-4}	timestep 1.0×10^{-3}	timestep 1.0×10^{-2}
5	4.51×10^{-3}	-0.040	-2.8	-0.71
4	3.59×10^{-3}	-0.28	-3.2	-1.2
3	2.58×10^{-3}	-0.040	2.5	1.9
2	1.77×10^{-3}	-0.28	-3.1	-1.4

表 2.1.5-27 蒸気漏えいΦ1での timestep 変更前後のセル長さと水力直径の関係

timestep [sec]	1.0×10^{-8}	1.0×10^{-4}	1.0×10^{-3}	1.0×10^{-2}
セル長さ [m]	8.5×10^{-4}	8.5	8.5×10^1	8.5×10^2
水力直径[m]	1.0×10^{-3}	1.6	10	63

この結果から、この手法を適用すると、計算の高速化を行いながら差異数%以下で流量を再現することができることが確認することができた。しかし、timestep を大きくするに伴いセルの長さも大きくなることから、流量が静定するまでに時間がかかってしまうことに注意する必要がある。例えば、timestep 変更前では、 5.0×10^{-3} 秒程度で流量が静定するが、timestep が 1.0×10^{-2} の時では、静定までに 1 秒程度必要である。これは、セルの長さが長くなるため、セルを通過するまでに時間がかかり、出口で定常化するまでに時間がかかるためである。したがって、プラント解析に用いる際には、解析対象時間により使い分ける必要がある。さらに、流量の静定までに時間がかかるため、プラント解析挙動に反映されるには、timestep 変更前よりもやや時間遅れが生じる可能性が考えられる。しかし、解析対象時間が何万秒といったオーダーに対して、1 秒程度の時間遅れであれば、有意な差は生じないと思われることから、上記のことを踏まえてプラント解析の結果を検討することで、十分評価は可能であると考えられる。

ピンホールからの蒸気漏えいに関して、Φ2の適用結果を表 2.1.5-28、表 2.1.5-29 に、Φ3の適用結果を表 2.1.5-30、表 2.1.5-31 に示す。Φ2とΦ3に対する適用結果からもΦ1と同様の結果が得られていることから、ピンホール型蒸気漏えいに関して、流路径が違って本手法の適用性を確認することができた。

表 2.1.5-28 蒸気漏えいΦ2での timestep 変更前後の流量の差異

試験体圧力 [MPa]	timestep 変更前 の流量 [kg/s]	timestep 変更前後の流量の差異 [%]	
		timestep 1.0×10^{-4}	timestep 1.0×10^{-3}
5	1.81×10^{-2}	-0.55	-0.55
4	1.46×10^{-2}	-2.1	-1.9
3	1.07×10^{-2}	-0.29	-3.0
2	7.35×10^{-3}	2.4	0.11

表 2.1.5-29 蒸気漏えいΦ2での timestep 変更前後のセル長さと水力直径の関係

timestep [sec]	1.0×10^{-8}	1.0×10^{-4}	1.0×10^{-3}
セル長さ [m]	8.5×10^{-4}	8.5	8.5×10^1
水力直径[m]	2.0×10^{-3}	3.17	20

表 2.1.5-30 蒸気漏えいΦ3 での timestep 変更前後の流量の差異

試験体圧力 [MPa]	timestep 変更前 の流量 [kg/s]	timestep 変更前後の流量の差異 [%]	
		timestep 1.0×10 ⁻⁴	timestep 1.0×10 ⁻³
5	4.25×10 ⁻²	-1.0	-0.35
4	3.33×10 ⁻²	-2.7	-3.5
3	2.44×10 ⁻²	-3.5	-3.4
2	1.63×10 ⁻³	-2.4	-2.5

表 2.1.5-31 蒸気漏えいΦ3 での timestep 変更前後のセル長さと水力直径の関係

timestep [sec]	1.0×10 ⁻⁸	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻³
セル長さ [m]	8.5×10 ⁻⁴	8.5	8.5×10 ¹
水力直径[m]	3.0×10 ⁻³	4.75	30

次に、クラック型の蒸気漏えいに関して、上記に記したように本手法の適用性を確認した。クラック型漏えいでは、入口圧力が 7MPa で一定であり、異なる流路全長のものが 3 種類（10mm、20mm、36mm）用意されている。一例として、10mm と 20mm の流路に対して、本手法適用前後の流量を比較した。適用前後の流量の比較を示したものを表 2.1.5-32 に示す。また、表 2.1.5-33 に流路全長が 10mm における、表 2.1.5-34 には流路全長が 20mm における変更前後でのセル長さと水力直径の関係をそれぞれ示す

表 2.1.5-32 クラック型蒸気漏えいでの timestep 変更前後の流量の差異

流路全長 [mm]	timestep 変更前 の流量 [kg/s]	timestep 変更前後の流量の差異 [%]	
		timestep 1.0×10 ⁻⁵	timestep 1.0×10 ⁻⁴
10	2.04×10 ⁻¹	2	4
20	8.63×10 ⁻²	-12	-8

表 2.1.5-33 クラック型蒸気漏えいで流路全長が 10mm の場合の timestep 変更前後のセル長さと水力直径の関係

timestep [sec]	1.0×10 ⁻⁹	1.0×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻⁴
セル長さ [m]	2.04×10 ⁻⁴	2.04	2.04×10 ¹
水力直径[m]	1.0498	1663.8	10497

表 2.1.5-34 クラック型蒸気漏えいで流路全長が 20mm の場合の
timestep 変更前後のセル長さと水力直径の関係

timestep [sec]	1.0×10^{-8}	1.0×10^{-5}	1.0×10^{-4}
セル長さ [m]	4.079×10^{-4}	4.079	4.079×10^1
水力直径[m]	0.5466	866.3	5466

クラック型の蒸気漏えいでも、適用後数%程度の差異を確認した。ピンホール型蒸気漏えいの場合と比較すると、差異がやや大きくなっている。これは流路全長の長さの違いにより現れたものであると推察することができる。ピンホール型蒸気漏えいでは、流路全長が 4mm 程度であるが、クラック型蒸気漏えいでは、10mm や 20mm と流路が倍以上大きくなっている。流路が長さにより、流路内の熱平衡などの流れの状態が変化すると思われる、その影響が表れたものと思われる。表 2.1.5-32 から 10mm よりも 20mm の方が差異が大きくなっていることから、そのように考えることができる。流路全長が長くなると差異が大きくなると考えられるので、以後クラック蒸気漏えいのプラント解析を実施する場合には、差異が数%である流路全長が 10mm や 20mm の場合を想定して解析を行う。一般的な配管の厚みも 10~20mm であるので、適用可能であると考えられる。

次に、クラック型飽和水漏えいについて、本手法を適用した場合について述べる。本手法を用いて解析を行ったところ、timestep 変更する前後で差異が大きく表れることが確認することができた。差異が小さいもので 50%程度になったことから、液相の漏えい流量を、本手法を用いて求めることは困難である。よって、液相漏えいの場合のプラント解析では、本手法とはことなる方法で流量を与える必要がある。

そこで、液相の漏えいの場合のプラント解析では、以下の方法を採用する。

まず、(4) で検討した手法で液相の漏えい流量を求め、次に、その出力値を入力値として与えることで、プラント解析を行う。

(c) 解析モデルと解析条件

ここでは、解析モデルや解析条件について述べる。図 2.1.5-69 に格納容器内漏えい事象の解析モデルを示す。

一次系圧力を保有する冷却材は、格納容器へと流出する場合、臨界流となっているため、その条件を満足するように、入力データを作成した。解析体系としては、境界条件と圧力で与えることができるように、BREAK コンポーネントを使用し、ノズル部を PIPE コンポーネントで作成し、冷却材の流出を模擬した。ここで、算出された冷却材の漏えい流量等のアウトプットデータが格納容器系への入力値となる、一連のプラント挙動解析が行われる。モデリングの際に、構造物の寸法が不明な部分は、設置許可申請書の図面などを参考に算

出した。寸法やW/W内の水量や主な入力値を表2.1.5-35に示す。格納容器の解析モデルでは、2つのコンパートメント（コントロールボリューム）を用いて、1つをD/Wとし、もう1つをW/Wとした。そして、D/WとW/Wとの間を12本のベント管で繋いでいる。ベント管は本章の妥当性解析と同様にパッシブジャンクションを使用している。

表2.1.5-36に解析ケースと解析条件を示す。漏えい面積と漏えい流体、流路形状に応じた漏えいケースを11パターン用意し、検証を行うことにした。

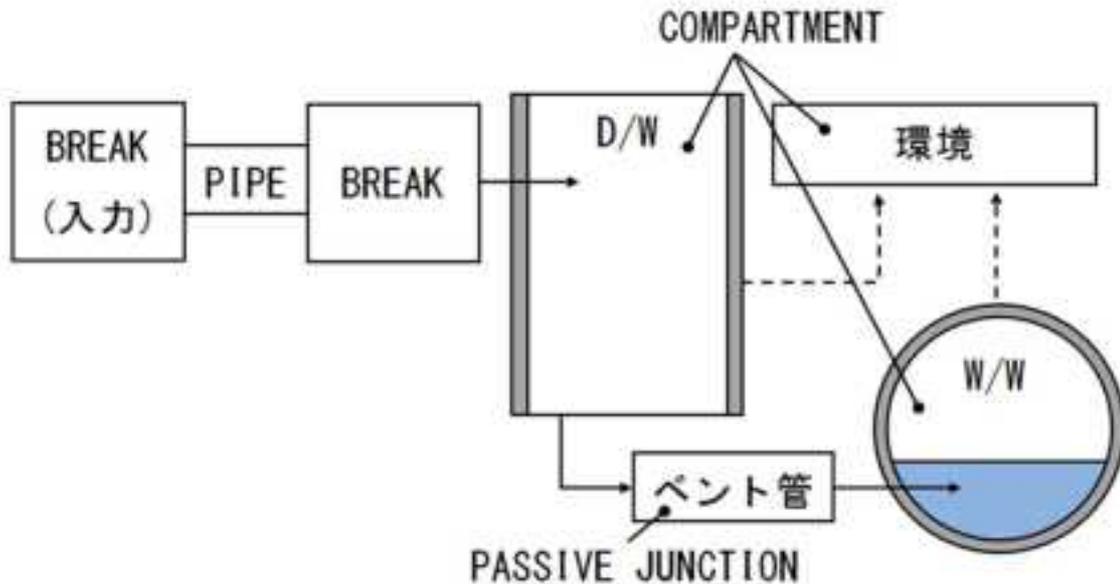


図 2.1.5-69 格納容器内漏えい解析の解析モデル

表 2.1.5-35 解析モデルの主な入力値

D/W 体積 [m ³]	3000
W/W 体積 [m ³]	4370
W/W 水体積 [m ³]	1750
ベント管直径 [m]	0.2

表 2.1.5-36 解析ケースと条件

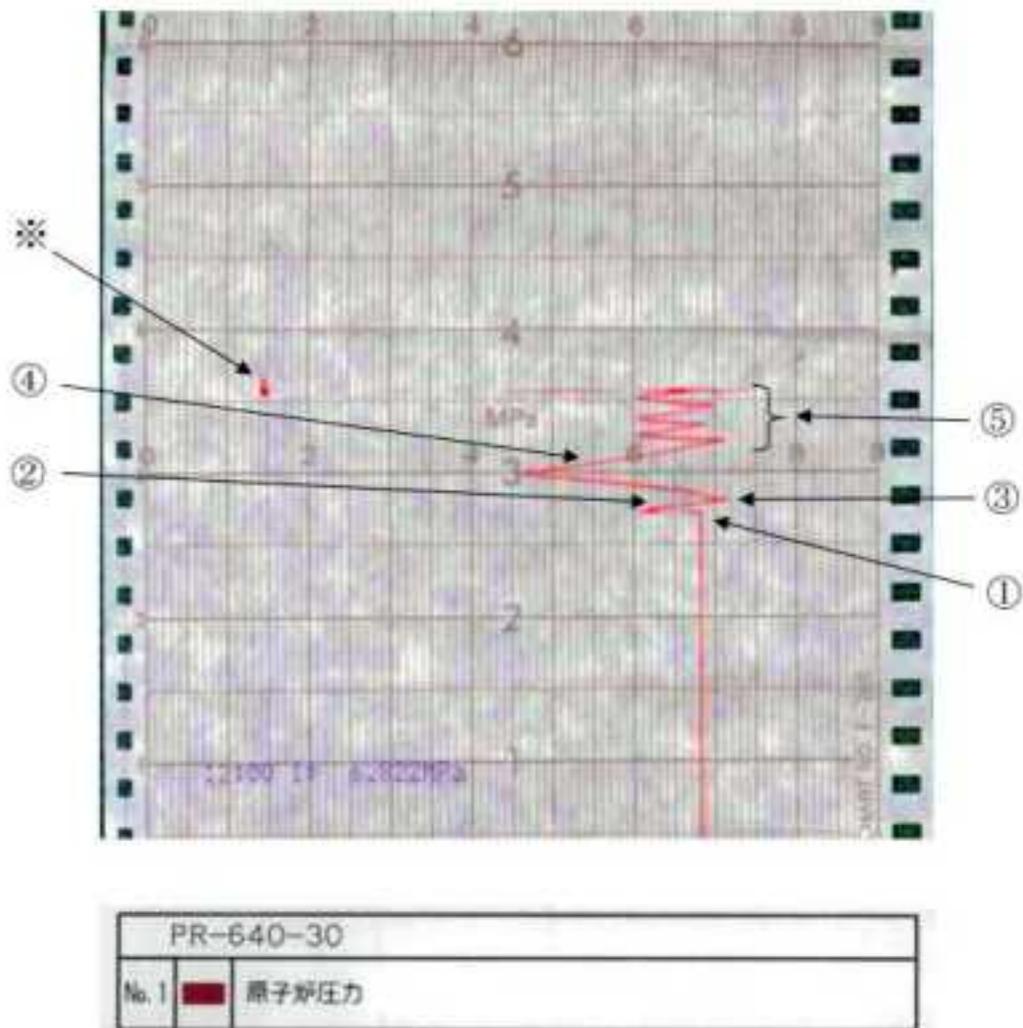
ケース名	漏えい相	漏えい流路形状	漏えい面積 [cm ²]	流路長さ [cm]
1	気相	ピンホール	7.85×10^{-3} (1Φ)	0.425
2	気相	ピンホール	3.14×10^{-2} (2Φ)	0.425
3	気相	ピンホール	7.07×10^{-2} (3Φ)	0.425
4	気相	クラック	3.17×10^{-1}	0.1
5	気相	クラック	1.65×10^{-1}	0.2
6	液相	クラック	1.02×10^{-1}	0.1
7	液相	クラック	1.65×10^{-1}	0.1
8	液相	クラック	1.02×10^{-1}	0.2
9	液相	クラック	1.65×10^{-1}	0.2
10	液相	クラック	1.84×10^{-1}	0.36
11	液相	クラック	1.26×10^{-1}	0.36

初期解析条件を表 2.1.5-37 に示す。解析条件はできる限り実機の状態と一致させている。この際に実測値データを参考資料から抜粋した。抜粋したデータを図 2.1.5-70 から図 2.1.5-73 に示す。

まず、初期原子炉圧力は、過渡記録装置のデータを使用し、初期格納容器圧力は記録計チャートのデータを読み取り、使用した。また、初期 D/W の温度は記録計チャートのデータの平均値を、W/W 水温度についても記録計チャートのデータを使用した。

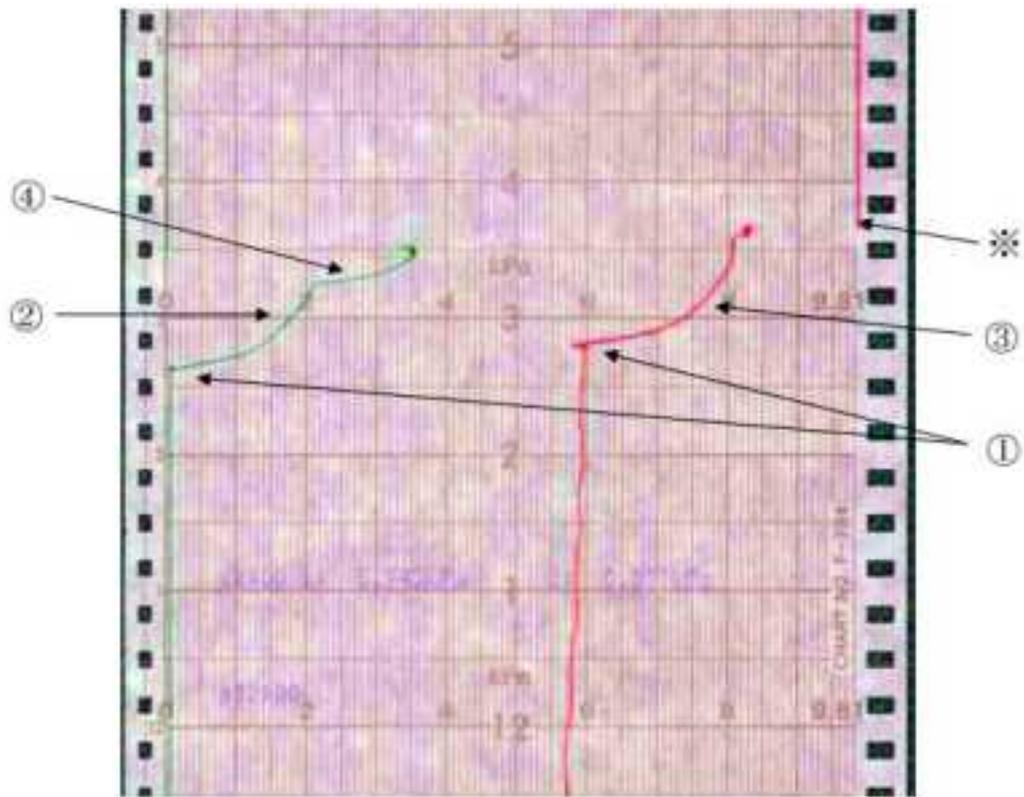
表 2.1.5-37 初期解析条件

	原子炉圧力	格納容器圧力	D/W 温度	W/W 水温度
初期値	6.92MPa	0.107MPa	38℃	21℃



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇
- ③ 14時52分 非常用復水器作動とそれに伴う減圧
- ④ 非常用復水器停止に伴う圧力上昇
- ⑤ 非常用復水器によると思われる圧力変動
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

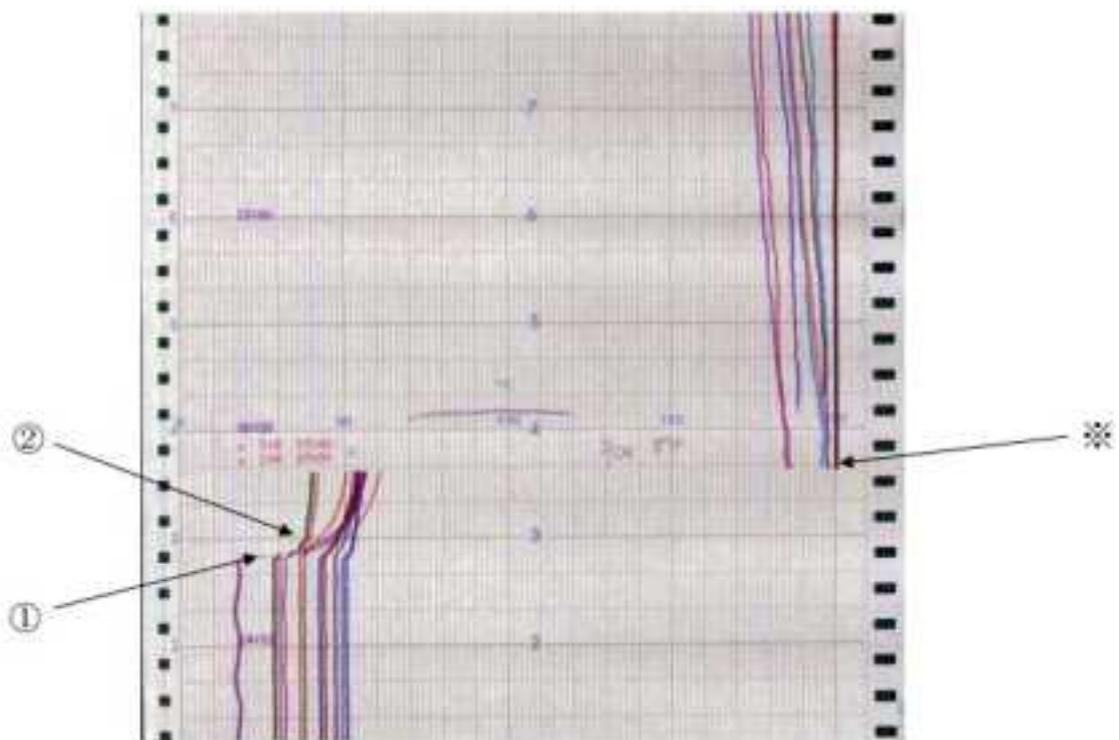
図 2.1.5-70 過渡記録装置による原子炉圧力の実測値



DPR/PR-1602-20	
No.1	原子炉格納容器圧力
No.2	圧力抑制室差圧

- ① 14時46分 地震によるスクラム
 - ② 格納容器圧力上昇に伴う圧力抑制室差圧上昇
 - ③ 格納容器空調停止に伴う格納容器圧力上昇
 - ④ 圧力抑制室冷却に伴う圧力抑制室側圧力低下（さらなる差圧上昇を意味する）＝変曲点
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。

図 2.1.5-71 記録計チャートによる D/W と W/W の圧力の実測値

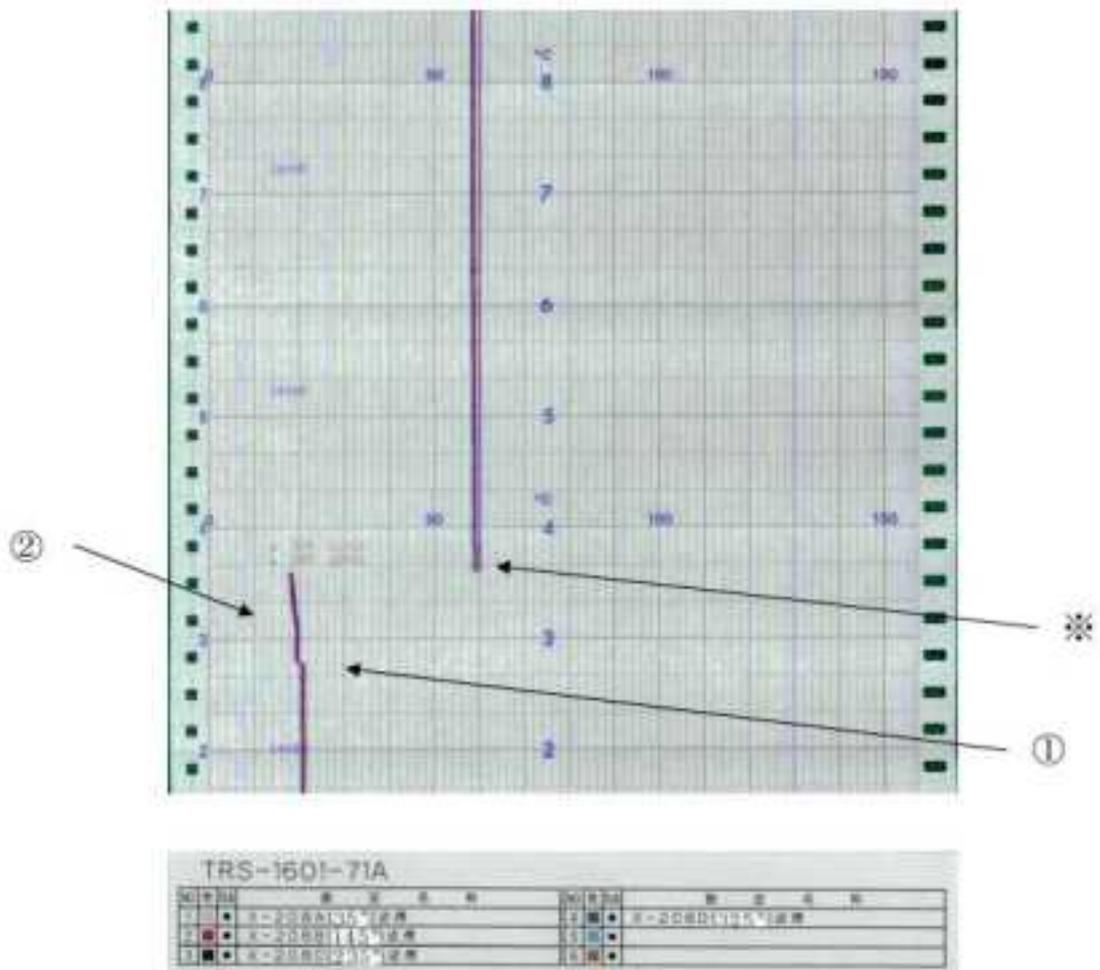


TR-1602-5

測定点	測定名称	計器種別	測定名称
1	格納容器上部	温度計	格納容器下部
2	格納容器中部	温度計	格納容器下部
3	格納容器下部	温度計	格納容器下部
4	格納容器下部	温度計	格納容器下部
5	格納容器下部	温度計	格納容器下部
6	格納容器下部	温度計	格納容器下部
7	格納容器下部	温度計	格納容器下部
8	格納容器下部	温度計	格納容器下部
9	格納容器下部	温度計	格納容器下部
10	格納容器下部	温度計	格納容器下部
11	格納容器下部	温度計	格納容器下部
12	格納容器下部	温度計	格納容器下部
13	格納容器下部	温度計	格納容器下部
14	格納容器下部	温度計	格納容器下部
15	格納容器下部	温度計	格納容器下部

- ① 14時45分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止に伴う格納容器の温度上昇（配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず）
- ※ 15時30分過ぎに津波の到来により記録計電源が喪失し記録計が一旦停止。3月24日に記録計電源復旧に伴い記録再開。

図 2.1.5-72 記録計チャートによる D/W 内各部温度の実測値



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 格納容器冷却系による冷却
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。

図 2.1.5-73 記録計チャートによる W/W 水温度の実測値

また、格納容器妥当性解析でパラメータとした FRSB と FRAB については、より格納容器圧力の変化が緩慢になるように設定した。今回の解析では、漏えいが格納容器内で発生した場合の圧力または温度の変化を実測値の変化と比較することで漏えいの有無を検証するものであるため、過大評価となる解析手法を採用しては、評価としては不適切となるため、それらの変化が緩慢となるようにパラメータを決定した。もっとも変化が緩慢となる時のパラメータの値として、FRSB = 0.0、FRAB = 1.0 のように設定した。

(d)解析結果と考察

a) ピンホール型の蒸気漏えいの場合

図 2.1.5-74 に、D/W 圧力のケース 1 と 2、3 の解析結果と実測値とを比較したグラフを、図 2.1.5-75 に、D/W 圧力のケース 1 と 2、3 の解析結果と実測値とを比較したグラフを示す。また、図 2.1.5-76 にケース 1 とケース 2、ケース 3 の流量の時間変化を示す。

図 2.1.5-74 から、漏えい口径が $\Phi 2$ と $\Phi 3$ については、実測値より圧力の変化が大きくなっている。 $\Phi 2$ については圧力変化が実機圧力に対して約 2.6 倍となり、 $\Phi 3$ については約 5.3 倍となった。これらについては実機圧力変化よりも大きいことから、その漏えい面積における漏えいはないものと判断することができる。

$\Phi 1$ については、実機の圧力変化よりも小さくなった。しかし、この漏えい面積に相当する漏えい量は図 2.1.5-76 から約 0.05 kg/s 程度の漏えいとなっている。保安規定により運転が許容される漏えい流量は 0.23 m³/h (=0.063 kg/s 程度) となっており、 $\Phi 1$ の流量はそれ以下であることから、たとえ漏えいがあったとしても、冷却材喪失という扱いにはならないため、問題とはならない。また、 $\Phi 2$ と $\Phi 3$ についても、保安規定漏えい量よりもすくない流量であるから、漏えいがあった場合でも事故とはならない。保安規定以下の漏えいがあった場合の圧力変化は実測値の変化との乖離が大きいことから、ピンホール型の蒸気漏えいを想定した場合、保安規定以下の漏えいはなかったものと判断することができる。

温度については、実測値が概ね 5℃から 20℃程度の温度変化である。解析において温度上昇は、 $\Phi 1$ では約 3 度、 $\Phi 2$ では約 9℃、 $\Phi 3$ では約 16℃となっており、実測値と同程度の温度上昇となった。解析結果は実測値の変化の範囲内で変化しているが、実測値はそれぞれ局所的な温度であるため、定量的な判断は困難である。しかし、解析では炉心からの放熱を考慮していないため、炉心からの放熱を考慮した場合は温度上昇がより大きくなると考えられる。

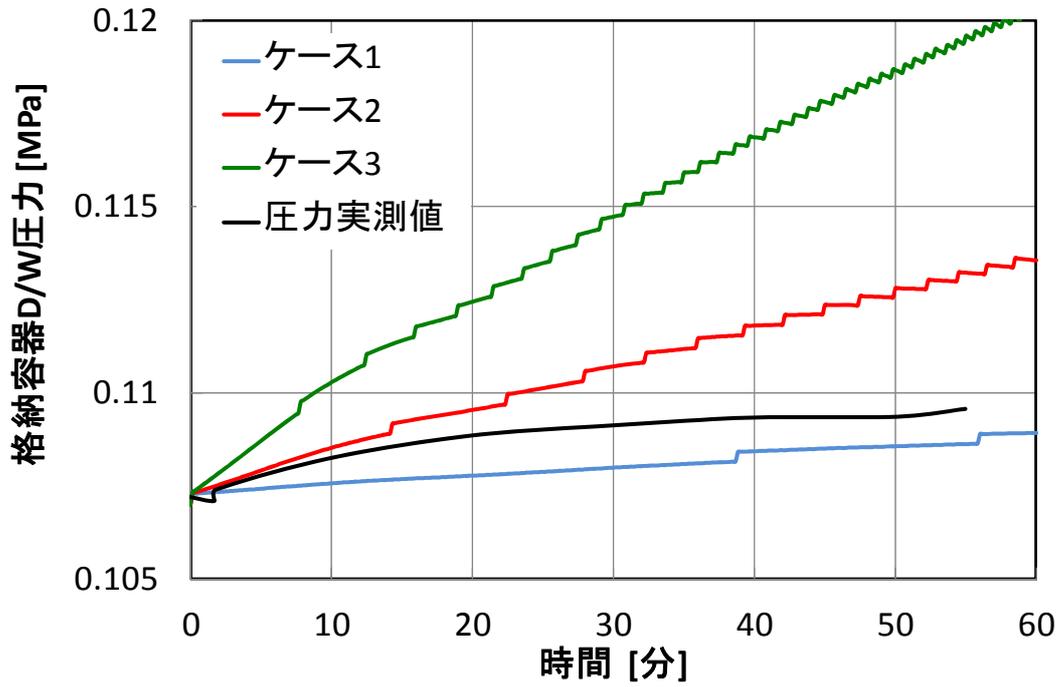


図 2.1.5-74 ケース 1 とケース 2、ケース 3 の解析結果と実測値の D/W 圧力変化の比較

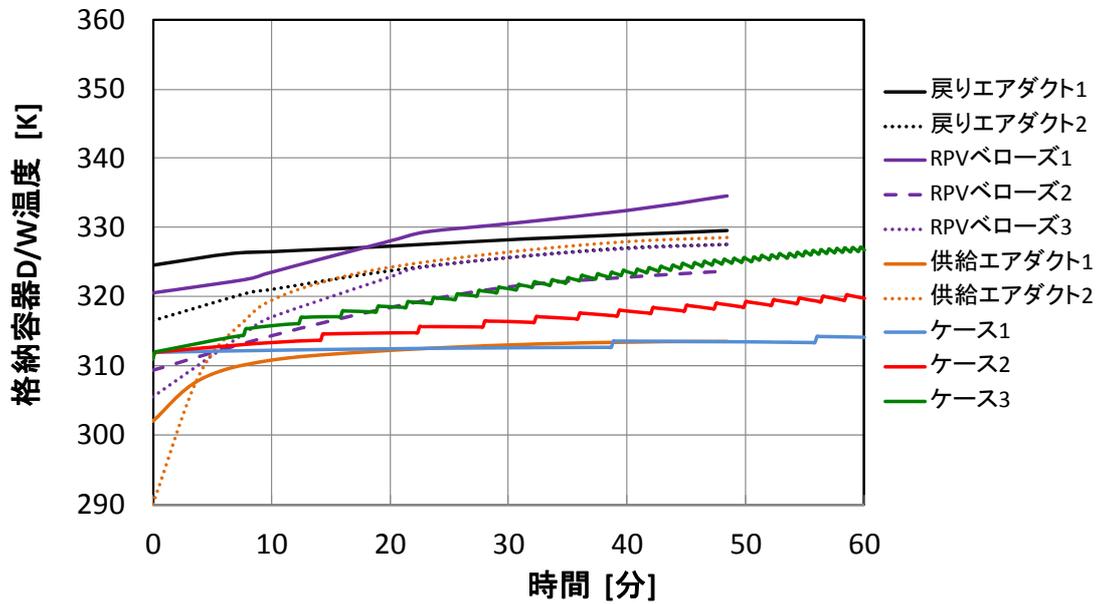


図 2.1.5-75 ケース 1 とケース 2、ケース 3 の解析結果と実測値の D/W 温度変化の比較

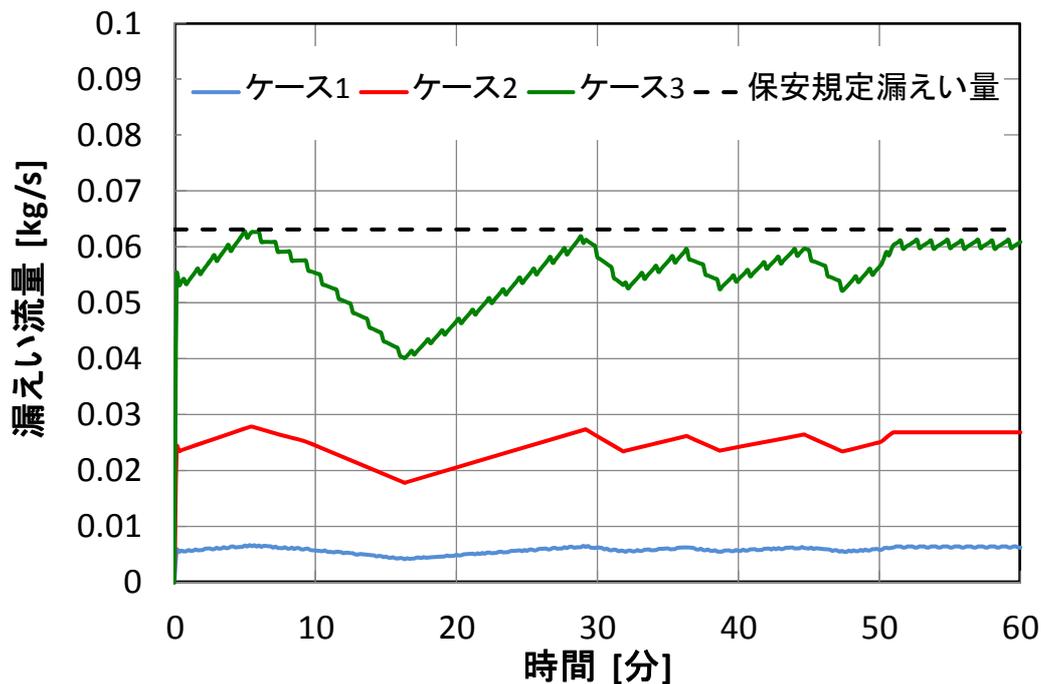


図 2.1.5-76 ケース 1 とケース 2、ケース 3 の漏えい流量

b) クラック型の蒸気漏えいの場合

図 2.1.5-77 に、D/W 圧力のケース 4 と 5 の解析結果と実測値とを比較したグラフを、図 2.1.5-78 に、D/W 圧力のケース 4 と 5 の解析結果と実測値とを比較したグラフを示す。また、図 2.1.5-79 にケース 4 とケース 5 の流量の時間変化を示す。

図 2.1.5-77 から、両ケースにおいても実測値より圧力の変化が大きくなっている。ケース 4 については圧力変化が実機圧力に対して約 11 倍となり、Φ3 については約 6.5 倍となった。これらについては実機圧力変化よりも大きいことから、その漏えい面積における漏えいはないものと判断することができる。

温度については、解析において温度上昇は、ケース 4 では約 30 度、ケース 5 では約 18℃、実測値の温度上昇よりも大きくなっている。ケース 4 に関しては、実測値よりも温度が大きくなっている。炉心からの放熱を考慮すると実測値と乖離が大きくなると考えられる。

流量では、両ケースとも保安規定以上の漏えいとなっているが、解析での圧力挙動が実測値と大きく乖離しているため、両ケースのような漏えいはなかったと断定することができる。

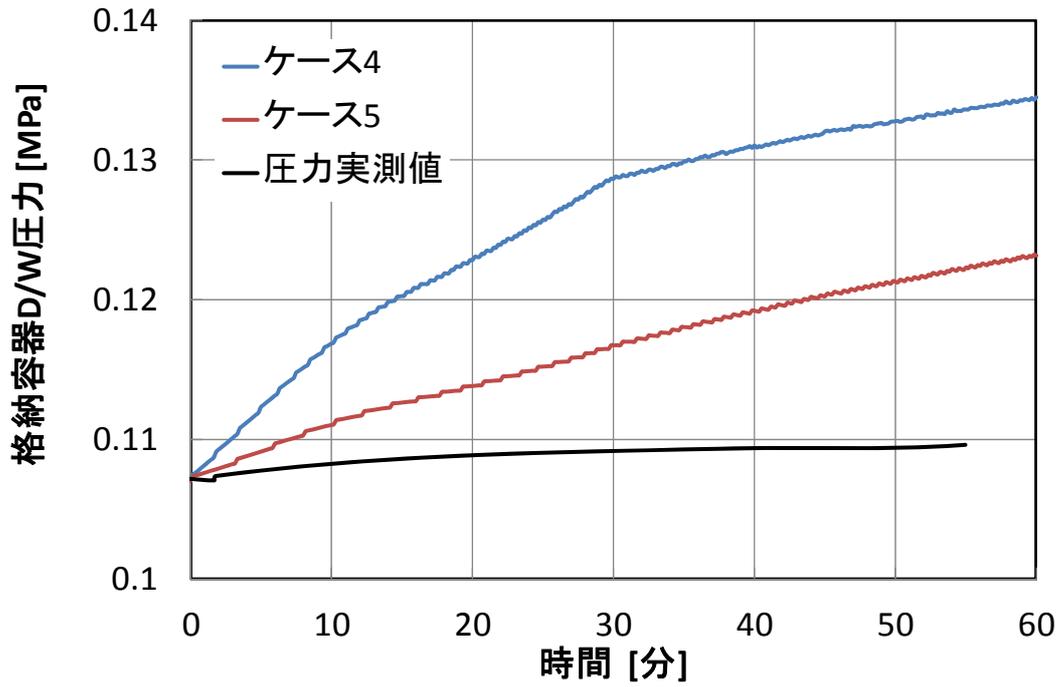


図 2.1.5-77 ケース 4 とケース 5 の解析結果と実測値の D/W 圧力変化の比較

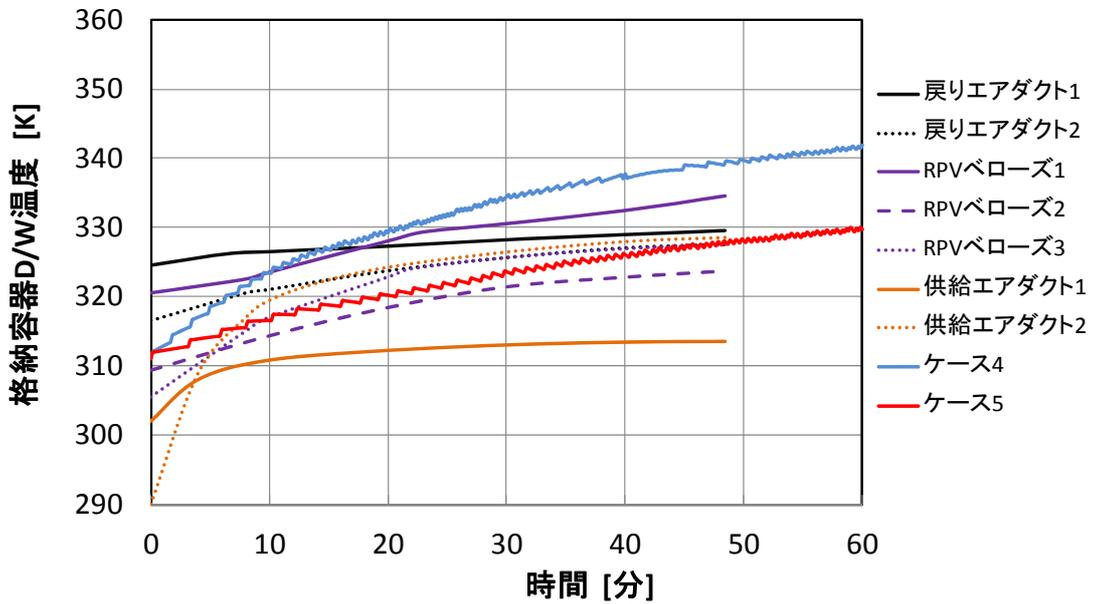


図 2.1.5-78 ケース 4 とケース 5 の解析結果と実測値の D/W 温度変化の比較

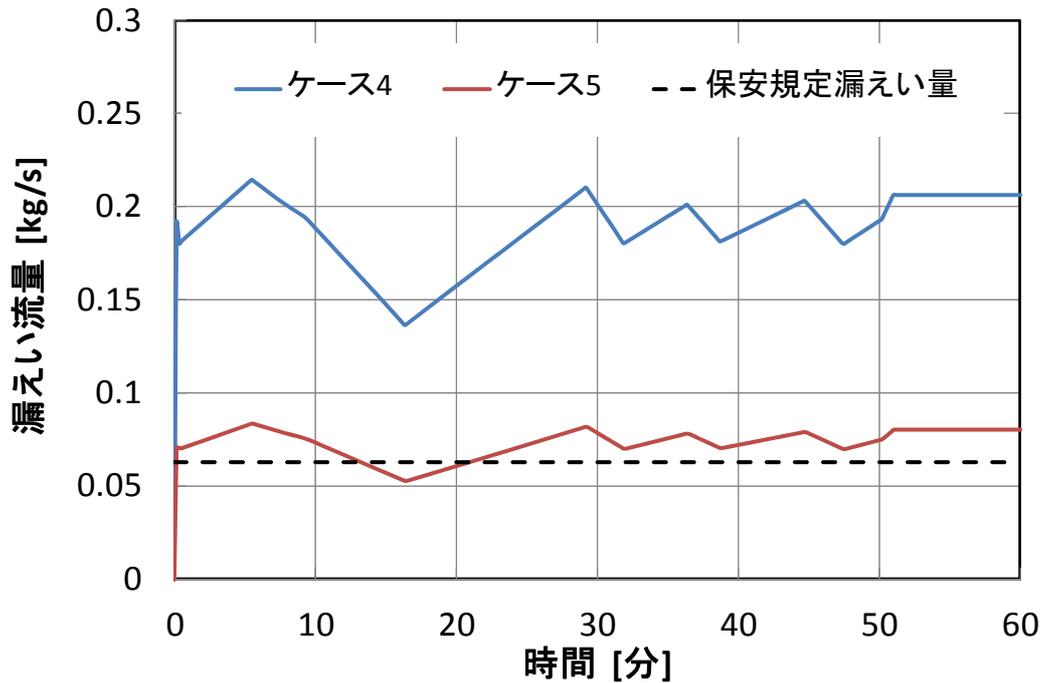


図 2.1.5-79 ケース 4 とケース 5 の漏えい流量

c) クラック型の液相漏えいの場合

図 2.1.5-80 に、ケース 6 からケース 11 の D/W 圧力の解析結果と実測値とを比較したグラフを、図 2.1.5-81 に、ケース 6 からケース 11 の D/W 圧力の解析結果と実測値とを比較したグラフを示す。また、図 2.1.5-82 にケース 6 からケース 11 の流量の時間変化を示す。

すべてのケースにおいて実測値よりも大きな圧力上昇となった。実測値の圧力上昇量に対して、圧力上昇量は、ケース 6 では約 5.7 倍に、ケース 7 では約 9.7 倍に、ケース 8 では約 4.9 倍に、ケース 9 では約 9.5 倍に、ケース 10 では約 9.1 倍に、ケース 11 では約 5.9 倍になった。温度上昇量は、ケース 6 では約 17°C、ケース 7 では約 26°C に、ケース 8 では約 14°C に、ケース 9 では約 26°C に、ケース 10 では約 24°C に、ケース 11 では約 17°C になった。

ケース 6 とケース 8 とは流路長さ以外は同じ条件となっている。また、ケース 7 とケース 9 についても同様である。ケース 6 とケース 8 については、図 2.1.5-82 から流量がケース 6 はケース 8 に対して約 1.2 倍大きい。圧力上昇量もケース 6 はケース 8 に対して約 1.2 倍大きく、ケース 6 が温度上昇量も約 1.1 倍大きい。よって、流量の違いが圧力や温度の変化にも影響していることがわかる。ケース 6 がケース 8 より流量が大きいのはケース 8 がケース 6 よりも流路が長くなっており、その分の損失により流量が少なくなっていると推察することができる。しかし、実測値とはどちらのケースとも明らかに変化の仕方が違うため、これらのケースについても漏えいの可能性は極めて低いと言える。

ケース7とケース9については、図 2.1.5-82 から流量がケース7はケース9に対して約1.04倍大きい。圧力上昇量もケース7は約1.02倍大きく、温度上昇量はケース7の方がやや大きくなっている。よって、ケース7とケース9についても同様な見解を持つことができる。

次にケース9とケース10を比較すると、漏えい面積はケース10の方が大きいがケース9の方が圧力上昇量は大きい。これは流路が長くなることの損失が漏えい面積の影響よりも大きくなり、流量が大きくなっているためであると考えられる。このことから厚みのある配管からの漏えいを想定する場合、厚みと流路面積から評価する必要があると言える。

6ケースについて検討したが、いずれについても実測値から大きな違いが見られるため、これらのケースのような漏えいの可能性は極めて低いと思われる。

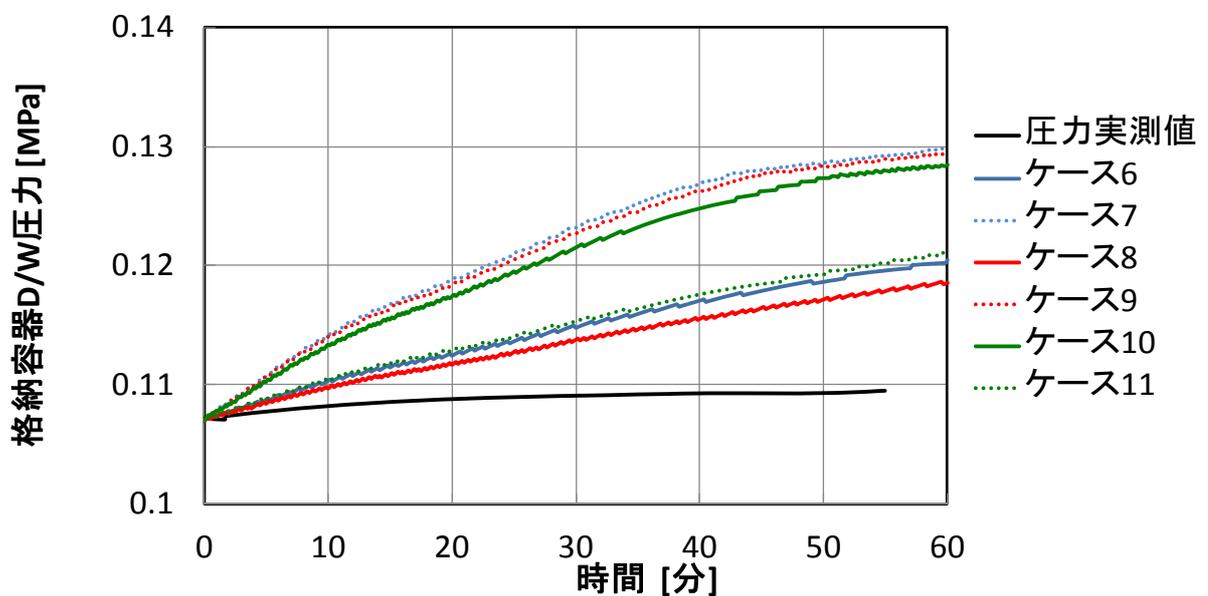


図 2.1.5-80 ケース6からケース11の解析結果と実測値のD/W圧力変化の比較

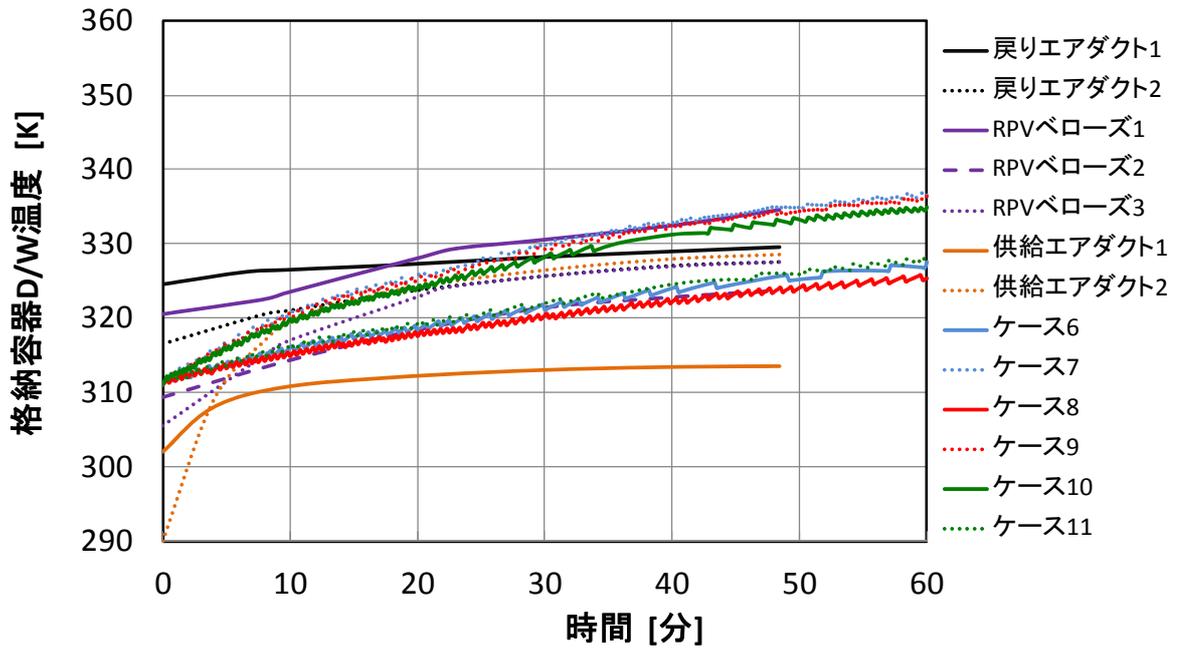


図 2.1.5-81 ケース 6 からケース 11 の解析結果と実測値の D/W 温度変化の比較

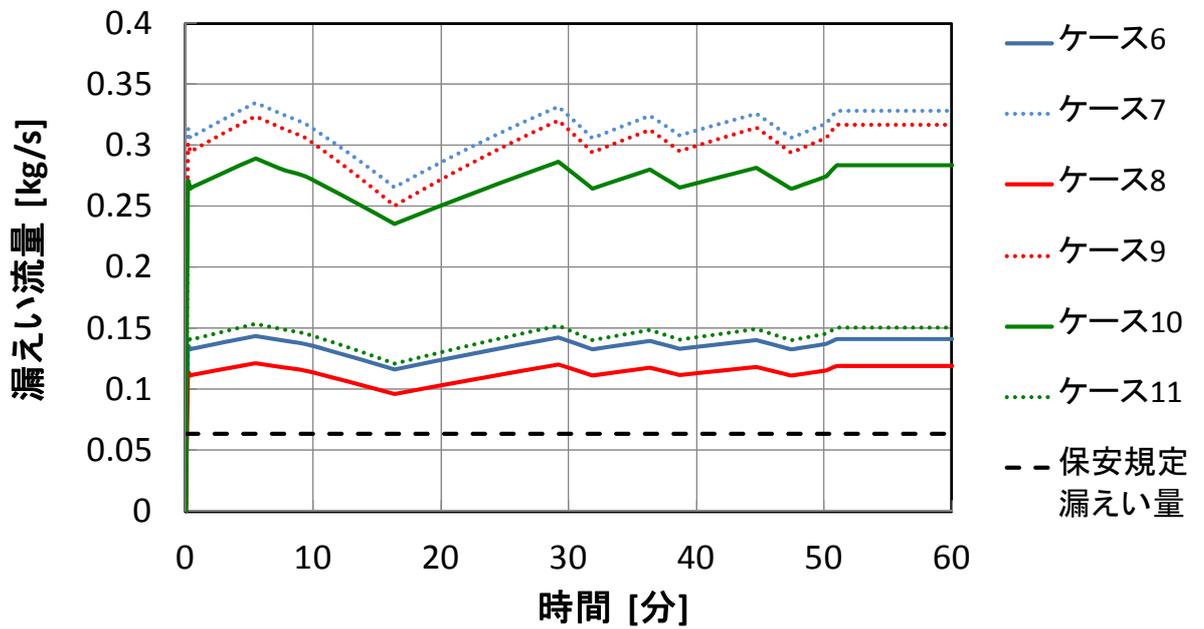


図 2.1.5-82 ケース 6 からケース 11 の漏えい流量

d) 液相漏えいと気相漏えいの比較

漏えい相以外の条件が同じであるケース 5 とケース 9 の比較を行った。D/W 圧力について比較したグラフを図 2.1.5-83 に、D/W 温度について比較したグラフを図 2.1.5-84 に示す。また、流量について比較したグラフを図 2.1.5-85 に示す。

漏えい面積が同じ場合、液相漏えいの方が D/W の圧力と温度の変化が大きくなることがわかる。これは、同じ漏えい面積の場合、格納容器への漏えい量が多くなるためであり、図 2.1.5-82 から確認することができる。ケース 9 の流量はケース 5 のそれに対して約 4.1 倍となっている。また、ケース 9 の圧力変化量はケース 5 のそれに対して約 1.5 倍、ケース 9 の温度変化量はケース 5 のそれに対して約 1.4 倍となっている。流量比に対して、圧力変化量や温度変化量が小さくなっている。液相の方が流入量は多いが、すべてが蒸気となり、圧力上昇に寄与しているわけではない。流入した水は液相のまま D/W 内で存在している。図 2.1.5-86 は、ケース 5 での D/W 内の蒸気量と水量と流入総量の時間変化を示している。また、図 2.1.5-87 は、ケース 9 での D/W 内の蒸気量と水量と流入総量の時間変化を示している。図 2.1.5-87 から、液相が流入した場合、D/W 内に水が溜まっていることが確認することができる。両図から、蒸気量ではケース 5 の方が多いが、ケース 9 の場合、蒸気による加圧に加えて、水からの熱の移動が D/W 内の気相部に伝わる効果があるため、結果としてケース 9 の方が D/W 圧力が大きくなっていると考えられる。ここで、ケース 9 の漏えい総量と同等量の蒸気が漏えいした場合とケース 9 を比較した。図 2.1.5-88 に圧力変化の違いを示したグラフを示す。グラフから、ケース 9 で流入した水と蒸気がすべて蒸気になると、ケース 9 よりも圧力上昇が大きくなることを確認することができる。したがって、液相漏えいの場合、漏えい流量は多くなるが、すべてが蒸気になるわけではなく、D/W 内に水が溜まっていくことで、圧力上昇が緩和される。

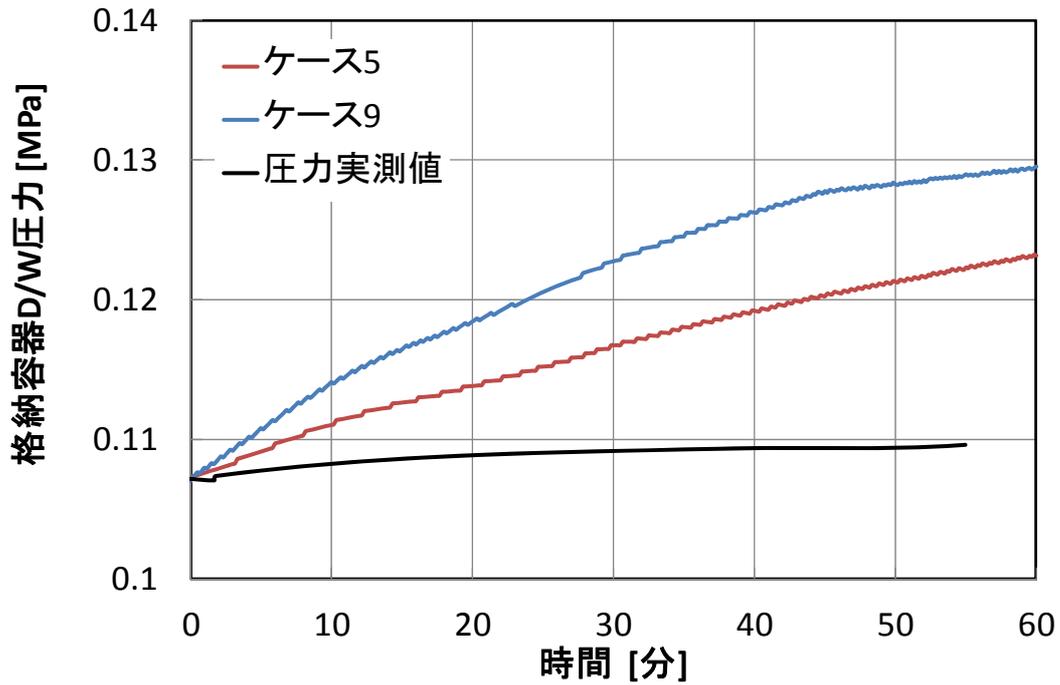


図 2.1.5-83 ケース 5 とケース 9 の解析結果と実測値の D/W 圧力変化の比較

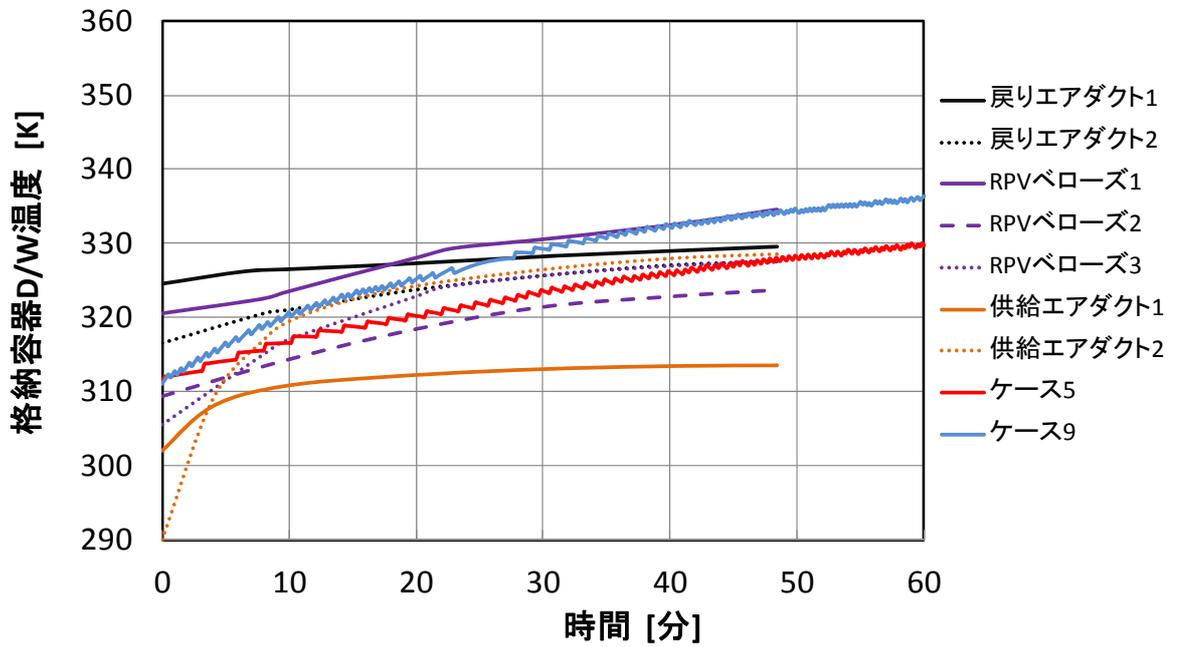


図 2.1.5-84 ケース 5 とケース 9 の解析結果と実測値の D/W 温度変化の比較

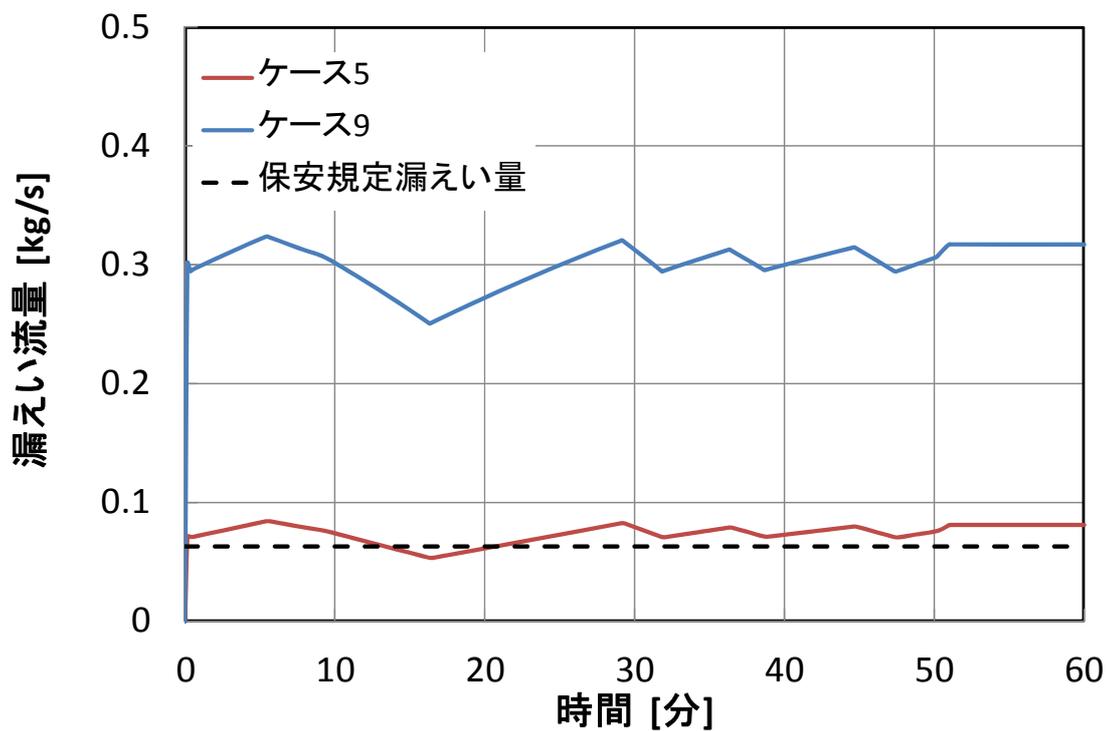


図 2.1.5-85 ケース 5 とケース 9 の漏えい流量

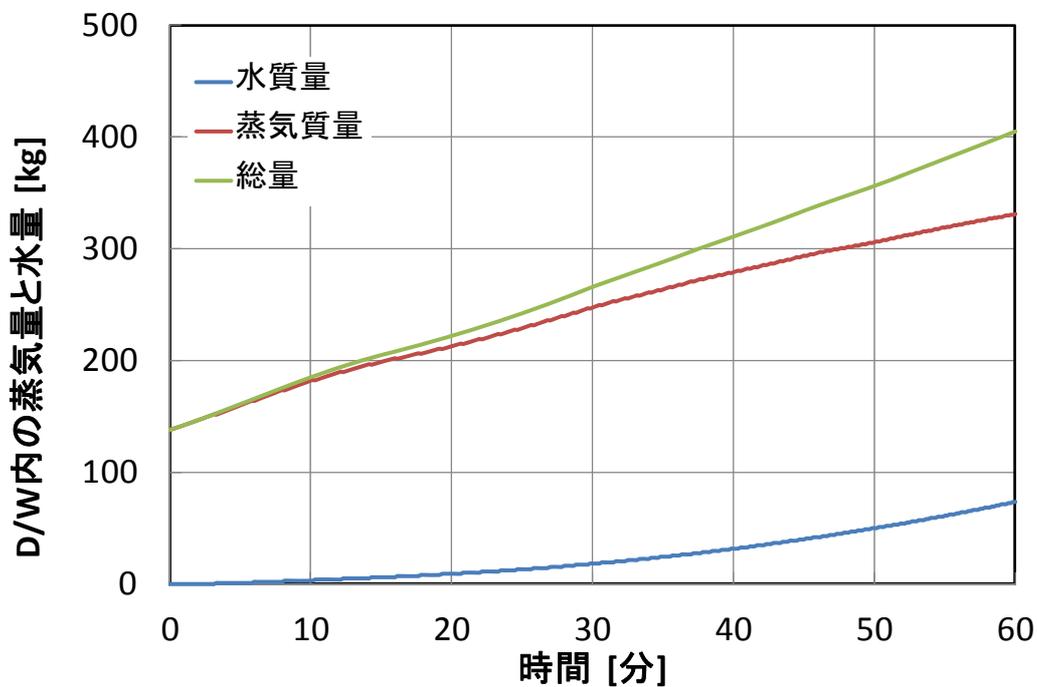


図 2.1.5-86 ケース 5 での D/W 内の蒸気量と水量と流入総量の時間変化

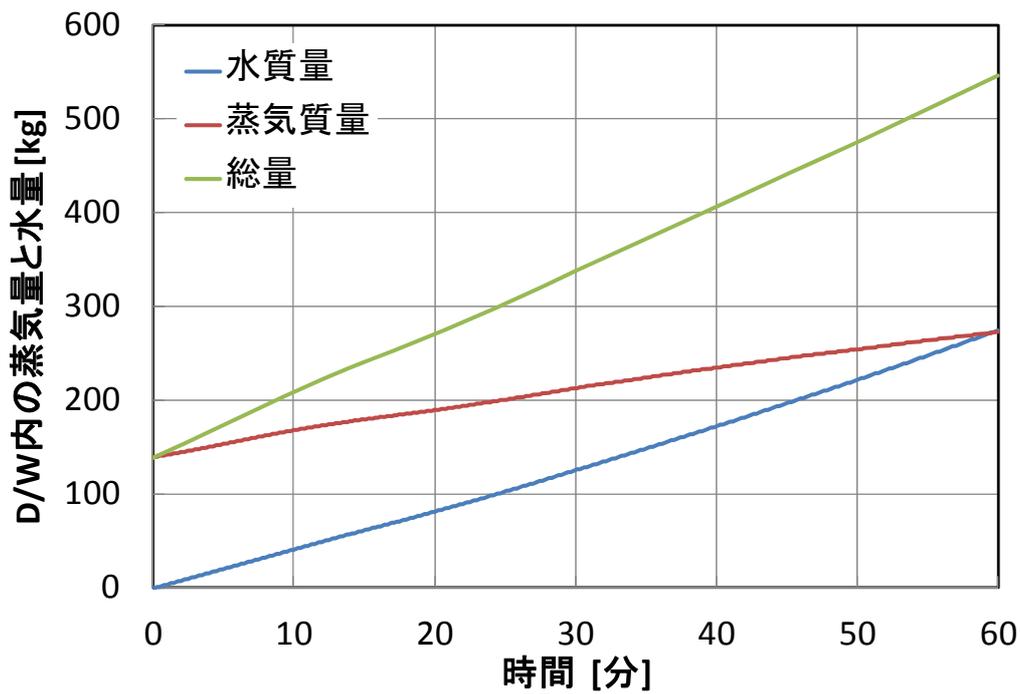


図 2. 1. 5-87 ケース 9 での D/W 内の蒸気量と水量と流入総量の時間変化

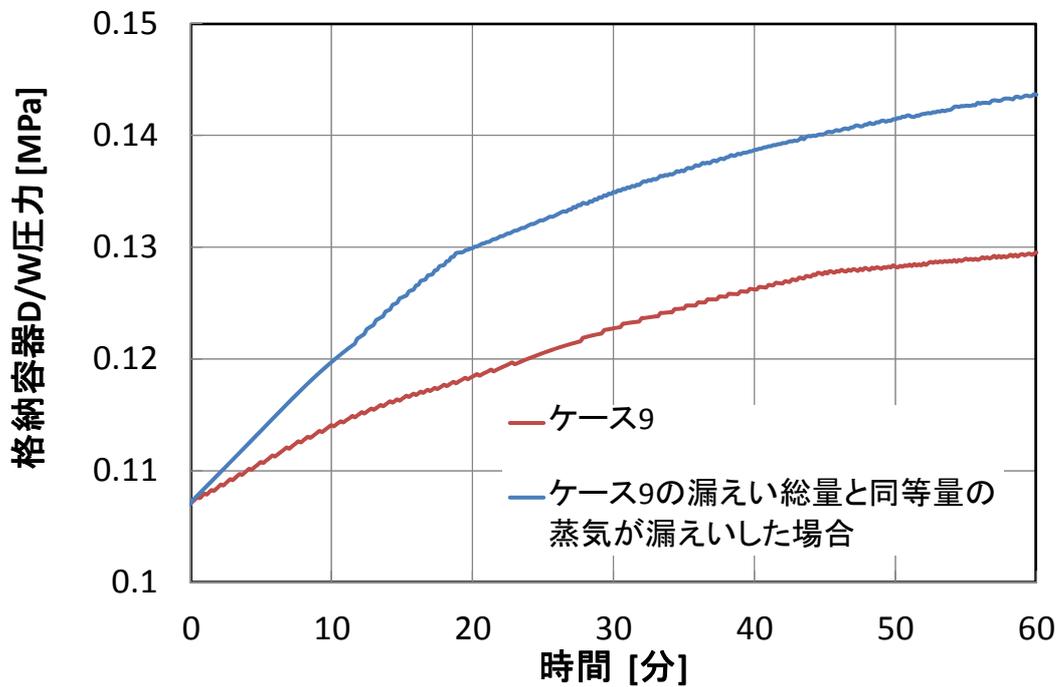


図 2. 1. 5-88 ケース 9 と同じ流量の蒸気を漏えいさせた場合とケース 9 の圧力変化の違い

4) まとめ

2011年3月11日の福島原発の事故において、1F-1では地震による小規模なLOCAの発生の有無が議論されてきた。そこで、本研究では、実機条件で格納容器内での冷却材漏えい解析を行い、実測値と比較することで漏えいの有無を検討することにした。検証を行うまでにいくつかの段階に分かれているのでそれぞれについて述べる。

(a) 格納容器解析手法の妥当性確認

格納容器解析を実施するにあたり、TRAC コードの格納容器内挙動解析コンポーネントCONTANを使用した。その解析手法の妥当性を検証するために、実験解析を行った。

- 格納容器解析を行う際にあって、FRSB（ベントされた蒸気のW/Wでの蒸気の凝縮割合）とFRAB（ベントされた空気のW/Wでの熱平衡の具合）の2つのパラメータが格納容器挙動に影響するため、適切に設定することが必要
- 適切にパラメータを設定することで実験データに概ね一致することを確認
- FRSBとFRABの設定により理想的な状況（蒸気の完全凝縮と空気の完全熱平衡）を想定すると、D/W圧力や温度などの変化量の減少傾向を確認
- 1F-1解析では、FRSBとFRABの設定により、変化が緩慢となる値を採用

1F-1での漏えい解析では、実測値と比較する際、解析結果と実測値との違いが大きければ、解析で採用した条件での漏えいはないと判断することができる。したがって、漏えい条件に対して、圧力上昇など上昇が緩慢になる条件のほうがより厳しい評価が可能である。したがって、上記のパラメータに関しては、蒸気の完全凝縮と空気の完全熱平衡となるように設定した。

(b) 漏えい流量計算の高速化

格納容器内への漏えい解析は、まず漏えい量を計算し、その計算結果を格納容器側へ受け渡すことで行われる。その際に流量計算側と格納容器側とは、timestepのオーダーが異なる。流量計算ではtimestepが短く解析対象時間も短い、格納容器側では解析対象時間が長くなるため、流量計算のtimestepを用いると格納容器解析に膨大な時間が必要になる。流量計算でのtimestepを大きくするために、セルの長さを大きくした。セルの長さにより圧力損失の効果が変わる。圧力損失または流れの状態が変わらないように水力直径の変更により対応した。

- 蒸気の漏えい量については、変更前後での流量の差異が数%以内で再現可能
- timestepを大きくするほど、流れの定常化までに時間が必要
- 液相漏えいに関しては流路が長くなることで、熱平衡などの影響により、流れの状態

の変化が大きくなるため、上記の手法の適用は困難であるため、計算結果である流速などを格納容器解析のインプットとして入力する方法を採用

(c) 1F-1 格納容器内漏えい解析

漏えい面積や漏えい相を変更し、11の解析ケースを用意した。1つケースを除いて圧力の実測値よりも優位な差が見られた。実測値以下になったものについては、漏えい流量が0.005 kg/sと保安規定で運転が許可されている漏えい量（約0.063 kg/s）よりも小さいことから、実測値よりも変化が小さいく漏えいの発生を否定することができなくても、冷却材喪失とはならないので問題ではない。また、本解析では、炉心の放熱を考慮していないので、やや圧力上昇は緩慢となることから、この程度の小さい漏えいで実測値が同等であれば、十分冷却材喪失事象の発生を否定することができる。

温度の比較については、結論から言うと定量的な評価は困難である。実測値が局所的な温度データであることと解析が平均値であることを考慮する必要がある。ほぼ全てのケースで実測値の上昇と同等かそれ以上の上昇が見られた。

また、液相と気相の漏えいを比較すると、同じ漏えい面積では、液相のほうが圧力や温度の上昇は大きくなる。これは液相のほうが流入する漏えい流量が多くなるからである。しかし、液相の方が流入量は多いが、すべてが蒸気となり、圧力上昇に寄与しているわけではないため、それぞれの圧力上昇は流量比程の違いは見られなかった。

(6) 格納容器下部の漏えい評価

1) 概要

格納容器の下部にも損傷箇所があり、タービン建屋や原子炉建屋からのピットなどが損傷して汚染水が漏洩していると考えられる（図 2.1.5-89、図 2.1.5-90）。2号機のロボットによる点検結果によればサンドクッションからの水の漏洩も無いのでドライウェル下部やベント管のベローズの損傷は無いと考えられる。そこで、図 2.1.5-91 に示すように、トーラスに接続される配管や弁の弁箱のシリコンゴムパッキンなどの損傷の可能性が考えられる。

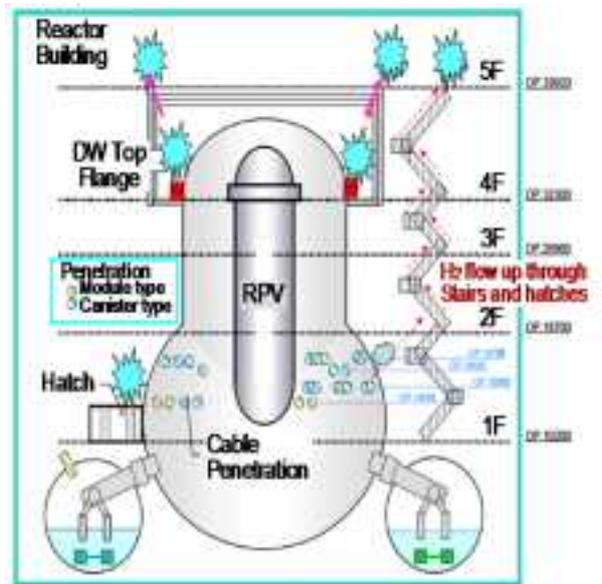
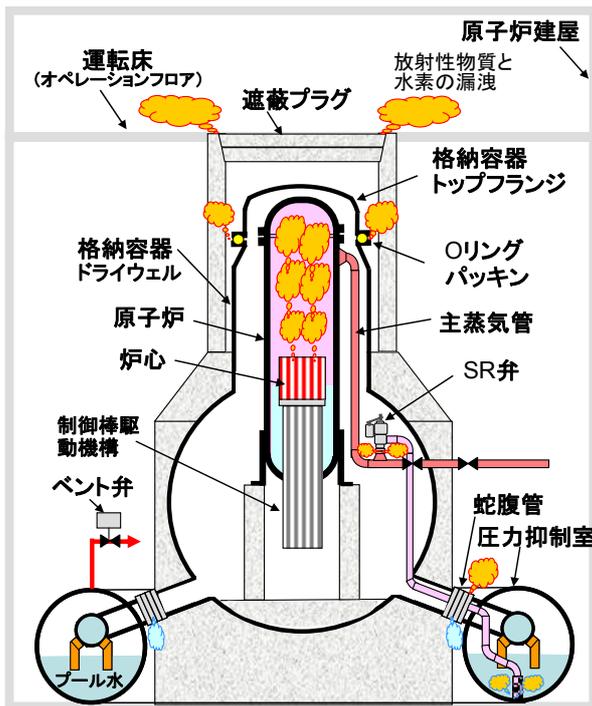


図 2.1.5-89 原子炉および格納容器の漏洩想定箇所 図 2.1.5-90 ハッチやペネ等の損傷

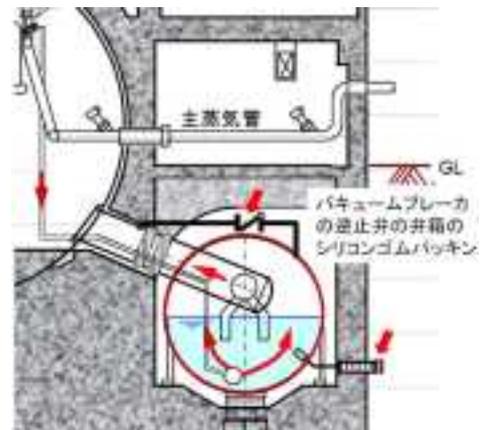
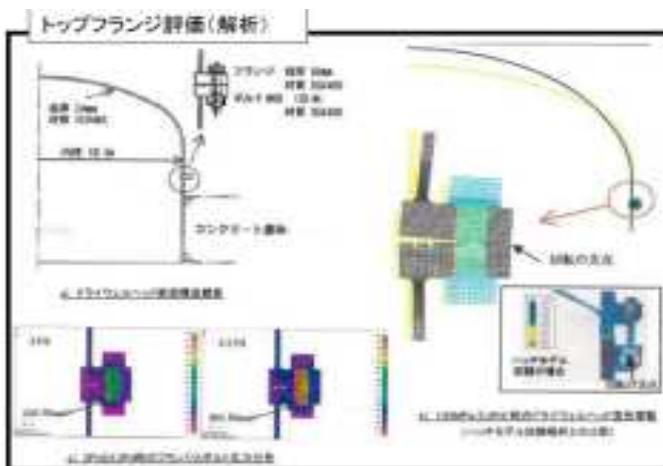


図 2.1.5-91 トーラス損傷想定箇所

トーラス室はタービン建屋とトレンチ等で接続され、このコンクリート部分がひび割れなどがあると地下水の汚染を引き起こしていると考えられる。現在は、凍土壁で原子炉建屋の周囲を囲み、山側からの原子炉建屋への地下水の流入と、汚染水の原子炉建屋からの漏洩を止めることになったが、事故原因の特定のためには、トーラス室の汚染水を抜き、ロボットなどを格納容器のトーラス部分からの漏洩個所の特定と、ベント管内への封水ゴム袋（バルーン）の挿入と膨張による汚染水流出の封止、水ガラスなどによる封水固化などの工事が必要である。

(a) 研究目的

福島第一原子力発電所で発生した過酷事故では炉底部の部分溶融損傷と、ペDESTALに落下した炉心溶融物とペDESTALのコンクリートとのコア・コンクリート反応が発生したと考えられる。また、溶融物が格納容器壁を溶融損傷させたシェルアタックが発生した可能性も否定できない。過酷事故時の溶融炉心対策として玄武岩や高融点材料などをペDESTALに敷き詰めることが有効だと考えられる。高温溶融炉心とペDESTALに敷き詰める材料との相互作用を観察するため、本研究ではテルミット反応により高温溶融物を生成することとした。テルミット反応は酸化鉄とアルミ粉を反応させると溶融物に近い約 3000℃の高温溶融物が生成する。この溶融物をコンクリート、玄武岩、高融点材料などに落下させ、反応状況を測定する。その際の温度データ、侵食状況などのデータを取得することを目的とする。

(b) 歴史上の過酷事故とコアキャッチャ

過酷事故とは、設計基準事象を大幅に超える事象であり、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象である。原子力関連施設事故の中ではもっとも過酷なものであり、過去には、旧ソ連のチェルノブイリ、米国のスリーマイル島、日本の福島第一原発での事故例がこれに該当する。スリーマイル島での事故は、炉心溶融が起こったものの、原子炉圧力容器内で溶融物がとどまった状態で事故事象の進展が止まった。一方で、チェルノブイリと福島での事故では、圧力容器から溶融燃料が漏れ出すまでに事故事象が進展した。チェルノブイリについては、図 2.1.5-92、図 2.1.5-93 に示したように、漏れ出した溶融デブリの把握がかなり進んでいる。しかし、福島では今も漏れ出した溶融デブリの把握はほとんど出来ていない。

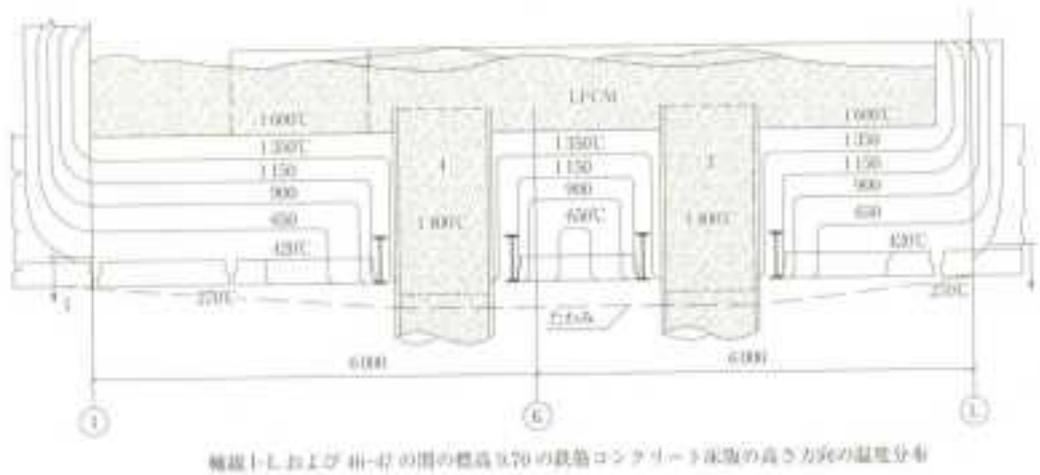


図 2.1.5-92 チェルノブイリ機器下区画断面温度分布図(出典：文献[1])



図 2.1.5-93 チェルノブイリ LFCM(溶岩状燃料含有物質)の流れの俯瞰図(出典：文献[1])

このような炉心溶融物の漏洩事象が発生した際に、コアキャッチャの設置が有効だと考えられている。図 2.1.5-94 に欧州加圧軽水炉 (EPR) のコアキャッチャの外観図を示す。欧州では、新設する原子炉にコアキャッチャの設置を義務付けており、炉心溶融物の漏洩対策は進んでいるといえる。日本では、設置義務が先送りされているものの、今後原子力規制基準の中に組み込まれる可能性が高く、その研究が急務である。

コアキャッチャは、原子炉圧力容器下部に設置され、漏洩してきた溶融物を受け止める機能を持つ。コアキャッチャに使う材質は高融点でなくてはならないこと、受け止めた溶融物を持続して冷却する構造になっていることなど、実用化には越えなければいけない厳しい条件が様々ある。また、日本に現在設置されている沸騰水型軽水炉 (BWR) は、原子炉圧力容器下部とペDESTAL との隙間が非常に狭い。ゆえに BWR にコアキャッチャを設置する際には狭いスペースに設置できる薄い板状でなくてはならず、そういった研究が必要である。世界各国で研究されているコアキャッチャには次のような物がある。

図 2.1.5-94 で示した EPR のコアキャッチャのコアキャッチャの仕組みは、漏れ出てきた炉心溶融物が Melt Plug と呼ばれる装置でまず一端受け止められる。ここで、落下してきた溶融物の物理的な運動エネルギーを吸収し、同時に Melt Plug 自体が溶融することで、炉心溶融物の持つ熱エネルギーも奪う仕組みになっている。その後、溶融物は Melt Discharge Chanel を通り、Spreading Compartment に導かれる。ここで、溶融物は広範囲に広がり、表面積を大きくすることで、冷却しやすくなる。この、Spreading Compartment は図中には描かれていないが、外部から注水する機構が備わっている。外部注水は、Core Catcher 底部の水路を通った後、Spreading Compartment に上方から注水される。こういった仕組みにすることで、炉心溶融物を上下両方向から効果的に冷却することができる。Core Catcher は、表面を Sacrificial Material で覆われている。Sacrificial Material は、高温の炉心溶融物が流れてきたときに Sacrificial Material 自体が溶融することで、炉心溶融物から熱エネルギーを奪う役割を果たす。こうすることで、コアキャッチャの安全性をより高めている。

その他の例として図 2.1.5-95 に改良型沸騰水型軽水炉 (ABWR) に設置される予定の東芝製コアキャッチャ、図 2.1.5-96 にロシア型加圧水型原子炉 (VVER) のコアキャッチャを示す。

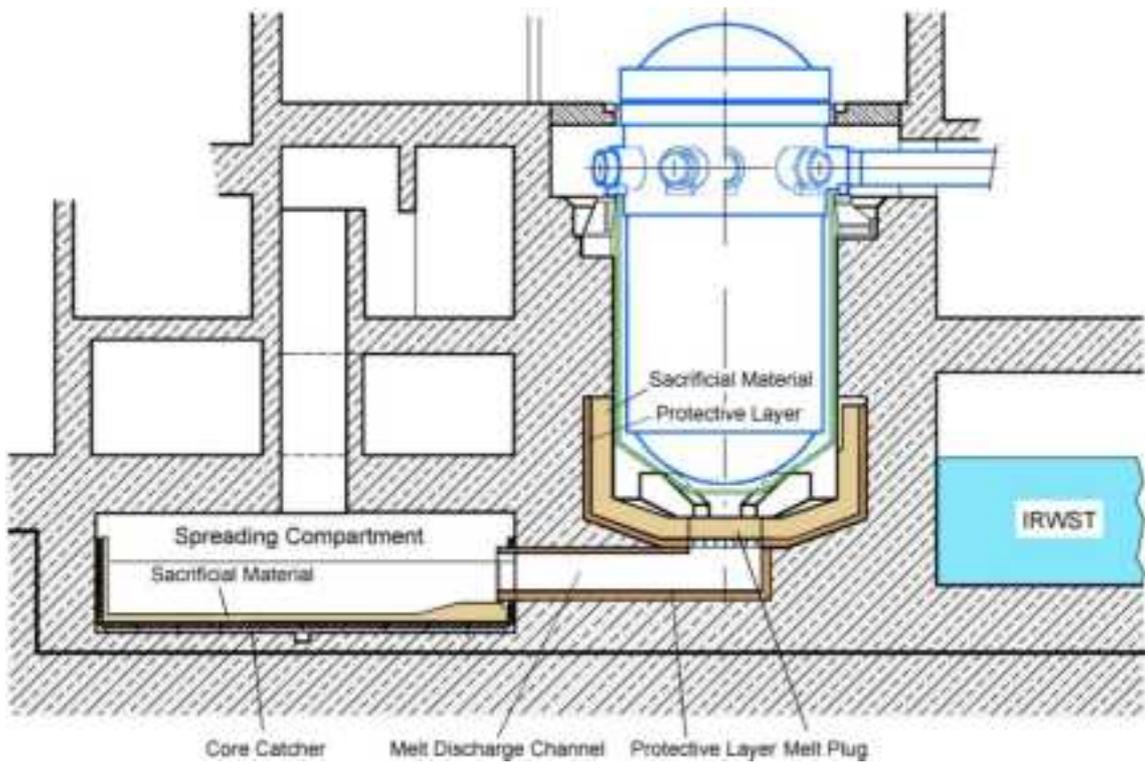


図 2.1.5-94 EPR コアキャッチャ概略図(出典：文献[2])

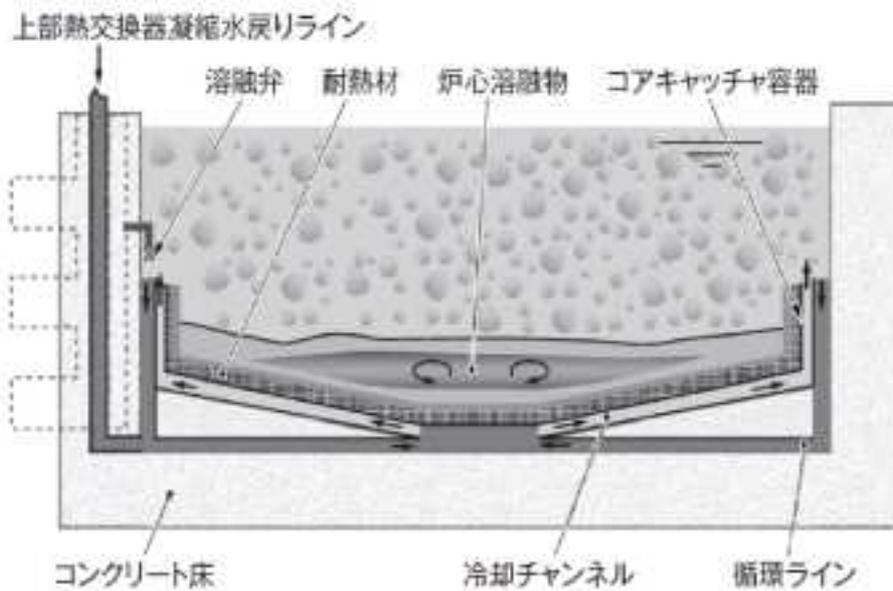


図 2.1.5-95 ABWR コアキャッチャ概略図(出典：文献[3])

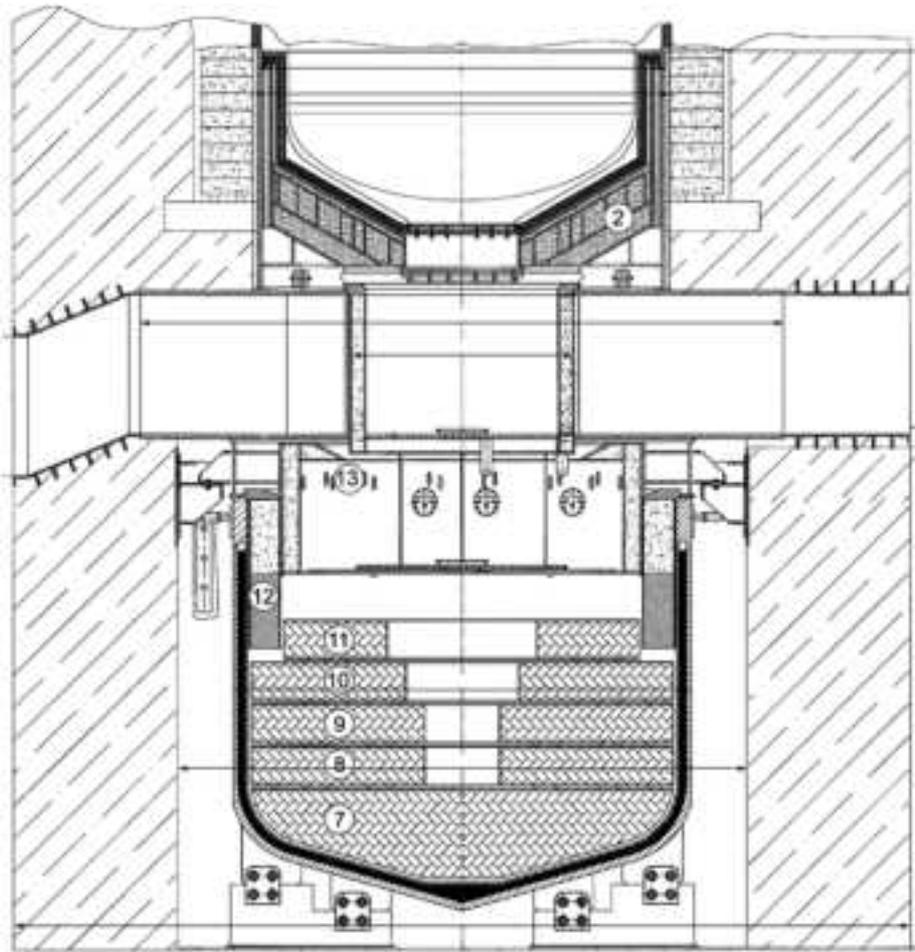


図 2.1.5-96 VVER コアキャッチャ概略図(出典：文献[4])

(c)テルミット反応

a) 概要

本研究において、炉心溶融物を模擬するために、テルミット反応による溶融金属を使用する。テルミット反応はアルミニウムの粉末と酸化鉄(II)の粉末を混合し、着火することで反応を起こすことができる。この反応は酸化還元反応の一種であり、反応式は次の様に表される。



この反応過程において上記のように多量に熱が発生し、Fe と Al_2O_3 が混合した金属の溶融物が生成される。これを炉心溶融物の模擬に使用する。



図 2. 1. 5-97 燃焼中のテルミット反応



図 2. 1. 5-98 テルミット反応により生成した模擬溶融物

b) 手順

アルミニウムの粉末と、酸化鉄(Ⅲ)の粉末を、3:8の重量比で混ぜ合わせる。アルミニウムが過剰な混合比になっているのは、この方がよく反応するからである。出来た混合粉末を実験したい場所に設置し、マグネシウムリボンを立てる。マグネシウムリボンは、燃えやすい性質を持っており、導火線の役割を果たす。そして、安全のため、長い棒の先に取り付けたろうそくで、マグネシウムリボンに着火することで、反応を開始することができる。図 2.1.5-99 に購入したアルミニウム粉末を示す。

c) 使用した試薬

(i) アルミニウム粉末

商品名 3 秤印 銀粉#800

藤倉応用化学

メッシュ300 (粒子)

材質アルミニウム

粒子細口

リーフィング (浮く) タイプ



図 2.1.5-99 アルミニウム粉末

(ii) 酸化鉄(III)

図 2.1.5-100 に購入した酸化鉄(III)を示す。

国産化学株式会社

式量 159.9

含量 98.0%

S04 0.5(wt. %) max

Loss on drying 0.5(wt. %) max

oluble matter in water 0.5(wt. %) max

Assay 95 (wt. %) min



図 2.1.5-100 酸化鉄(III)

(iii) マグネシウムリボン

純度99.8%

原産国 England



図 2.1.5-101 マグネシウムリボン

d) 玄武岩

コアキャッチャーの材料として、玄武岩が注目されている。玄武岩は火山岩の一種であり、 SiO_2 を主成分としている。地球上に広く分布しているため、安価で手に入れられる。融点は岩石の組成にもよるが、約 1300°C ~ 1500°C で大変高いと言える。図 2.1.5-102 は実験で実際に使った玄武岩である。

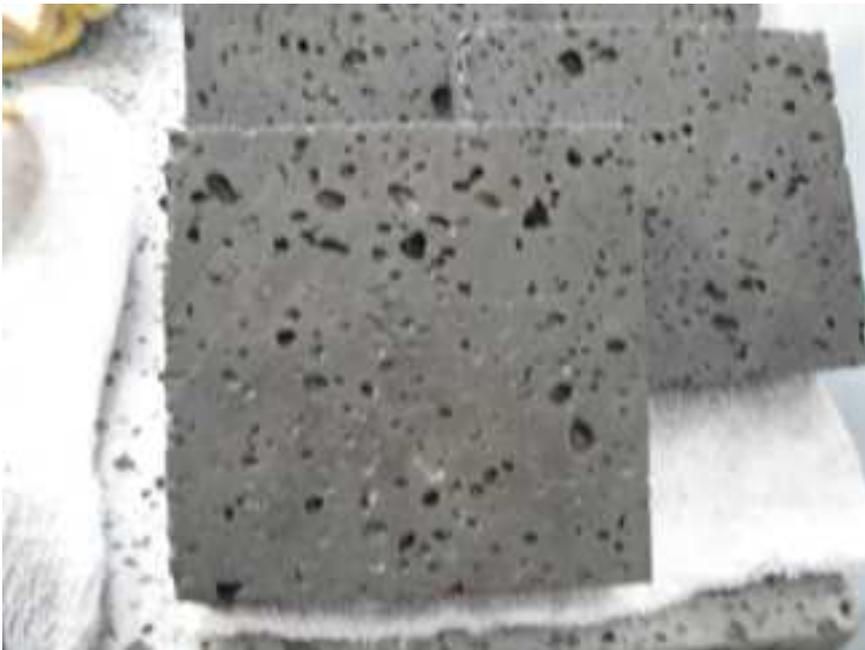


図 2.1.5-102 玄武岩

2) 燃焼実験

(a) 概要

テルミット反応によって作られた高温の金属溶融物を用いて、玄武岩の耐熱試験を行った。また、別の高融点材料について耐熱、耐熱衝撃性能を実験により評価した。

(b) 目的

玄武岩や高融点材料が、テルミット反応で発生する高温溶融物によってどのようなダメージを受けるか調べる。

(c) 実験

まず、テルミット反応に用いる混合粉末の用意をした。粉末の混合比は、アルミニウム粉末:酸化鉄(III)粉末=3:8とした。実際には、アルミニウム粉末 120.79g と、酸化鉄(III)粉末 320.43g を混合したものを使用した。また、燃焼時に粉末が飛散することが予備実験時問題となっていた。その対策として、図 2.1.5-103 に示したような粉末を圧縮してペレット状にしたものを適宜使用することにした。しかし、ペレットを使うと粉末の飛散は抑えられる一方、ペレット中心部分が未反応のまま燃焼が終了してしまうという欠点があり、全量を反応させることが今後の課題である。



図 2.1.5-103 テルミット粉末圧縮ペレット

また、燃焼時に周囲への火花が飛散することを防ぐために、図 2.1.5-104 のような焼却炉内で実験を行った。



図 2.1.5-104 テルミット反応燃焼用焼却炉

燃焼時に、熱が外部に逃げてしまうことを防ぐために、図 2.1.5-105 のような断熱材を使用した。材質は家屋の断熱材などとしても使われるグラスウールである。グラスウールは断熱性と難燃性を兼ね備えており、本実験に適していると言える。



図 2.1.5-105 断熱材

図 2.1.5-106 のように、粉末及びペレットを対象物に乗せ、上部にマグネシウムリボンを立てる。マグネシウムリボンに火をつけると、導火線のように燃え、テルミット反応を開始できる。



図 2.1.5-106 実験前

(d) 高融点材料

高融点材料の例としては、アルミナ(Al_2O_3)や、SiC などが挙げられる。アルミナについて融点は 2072°C 、SiC については 2730°C である。Ti-Cu 及び、Ti-Cu については、自作の材料であり、高融点であることは分かっているが具体的な融点の値は不明である。

(e) 結果

a) Al_2O_3

図 2.1.5-107 が実験前の画像で、図 2.1.5-108 が実験後の画像である。 Al_2O_3 は実験中に破片が見つからないほどに粉々に割れてしまった。テルミット反応の急な熱変化による熱応力に耐えられずに割れたと考えられる。



図 2.1.5-107 実験前のアルミナ(Al_2O_3)

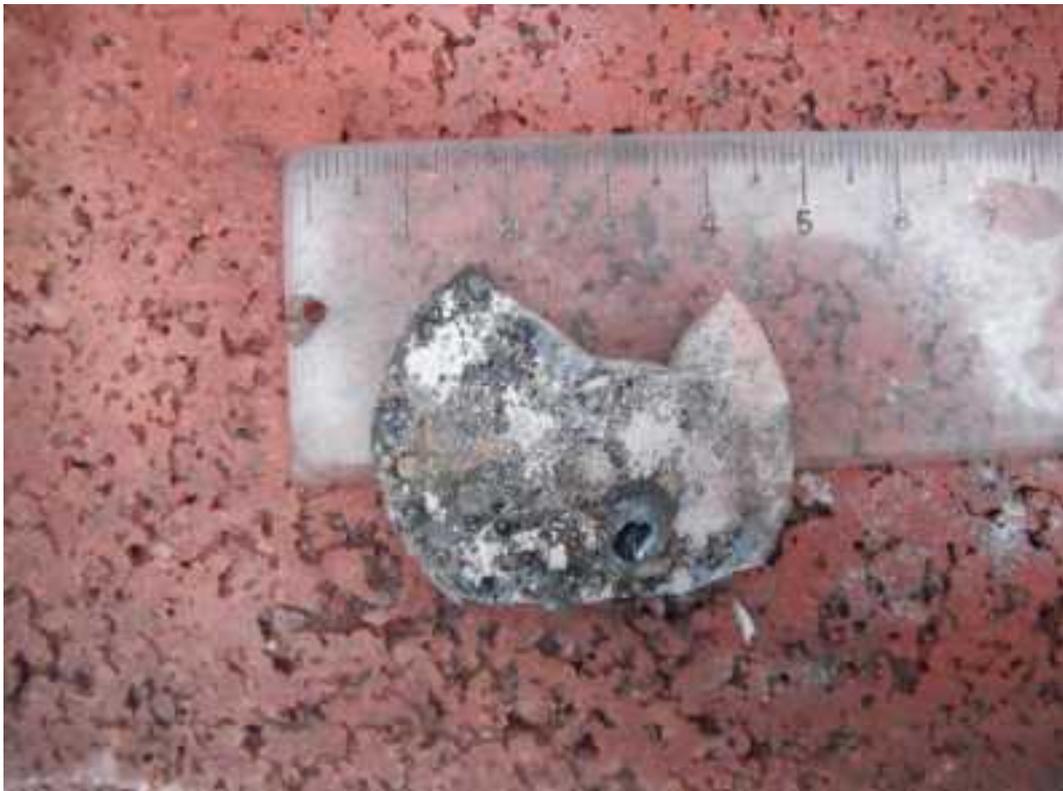


図 2.1.5-108 実験後アルミナ(Al_2O_3)

b) Si-C

図 2.1.5-109 は Si-C の実験後の画像である。画像では判別しにくいですが、ひびが入っていることが確認できる。実験後に手にとって観察しようとしたところ、ひびから割れてしまった。



図 2.1.5-109 実験後 SiC

c) Ti-Cu

図 2.1.5-110 は Ti-Cu の実験後の画像である。よく見るとわずかなひび割れが確認できる。しかし、大きな侵食は見られない。



図 2.1.5-110 実験後 Ti-Cu

d) Ti-Co

図 2.1.5-111 は実験前の、図 2.1.5-112 は実験後の Ti-Co の画像である。ひび割れは確認できない。また、大きな侵食もない。今回実験を行った 4 種類の高融点材料の中で、最も損傷が少なかった。



図 2.1.5-111 実験前 Ti-Co



図 2.1.5-112 実験後 Ti-Co

今回の実験では4種類の高融点材料を用いて実験を行った。目視出来る限り、損傷度合いの大きさは、Ti-Coが一番小さく、次にTi-Cu、Si-C最も損傷したのはAl2O3であった。

(f) 考察

今回の実験では、各材料間で損傷の度合いに大きな差があった。熱応力によって割れてしまった物でも、金属のフレームで強化するなどの対策をすることで、強化することが可能であると考えられる。今回は、材料調達の都合上、各高融点材料が異なった形状となった。熱応力の強さは形状にも依存している可能性があるため、今後の改善点としては、同じ形状で実験データを取得することが挙げられる。

3) 一酸化炭素計測実験

(a) 目的

緒言でも述べたように、過酷事故時に漏れ出た炉心溶融物とペDESTALのコンクリートの間で、コア・コンクリート反応が発生することが知られている。コア・コンクリート反応は一酸化炭素の発生を伴いながらコンクリートを侵食する現象である。今回の実験では、コンクリート片上でテルミット反応を起こし、一酸化炭素の発生量を簡易的に測定することを目的とする。

また、コンクリートは固化させるために炭酸カルシウムを加えて作られる。その炭酸カルシウムが高温により分解するため一酸化炭素が発生するといわれている。溶岩が冷え固まってできた玄武岩は、炭酸カルシウムが含まれておらず一酸化炭素の発生は極めて少ないと考えられる。そこで、玄武岩とコンクリートの一酸化炭素発生量を比較することを二つ目の目的とする。

(b) 一酸化炭素計測実験 1

コンクリート片3つ、玄武岩片4つを用意した。その試験片上に粉末を乗せ、テルミット反応を生じさせた。安全のため、反応が収まった後に計測器を近づけ、発生した一酸化炭素の濃度を計測した。

(c) 結果と考察

表 2.1.5-38 に測定結果を示す。コンクリート片、玄武岩片両方とも一酸化炭素が発生していることが分かった。

表 2.1.5-38 一酸化炭素測定結果

	粉末の量(g)	試験片寸法(mm)	一酸化炭素量(ppm)	備考
コンクリート片A	40	直径100×30	62	
コンクリート片B	80	直径100×30	90	
コンクリート片C	160	直径100×30	127	
玄武岩片A	40	300×300×30	16	
玄武岩片B	500	600×300×30	59	
玄武岩片C	750	600×300×30	266	
玄武岩片D	1000	600×300×30	---	500ppm以上(計測不能)

同量の粉末を使ったコンクリート片Aと、玄武岩片Aを比較すると、玄武岩の方が一酸化炭素発生濃度が少ないことが分かった。

コンクリート片Cと玄武岩片Bを比較してみる。コンクリート片Cの方が使用した粉末量は半分以下にもかかわらず、一酸化炭素量は2倍以上である。

このことから、玄武岩から一酸化炭素が発生しているものの、発生量は玄武岩の方が少ないということが分かった。

玄武岩については一酸化炭素が発生しないとの予想の元、実験を行った。ところが、玄武岩から一酸化炭素が発生したという結果が得られたので、それについて考察する。

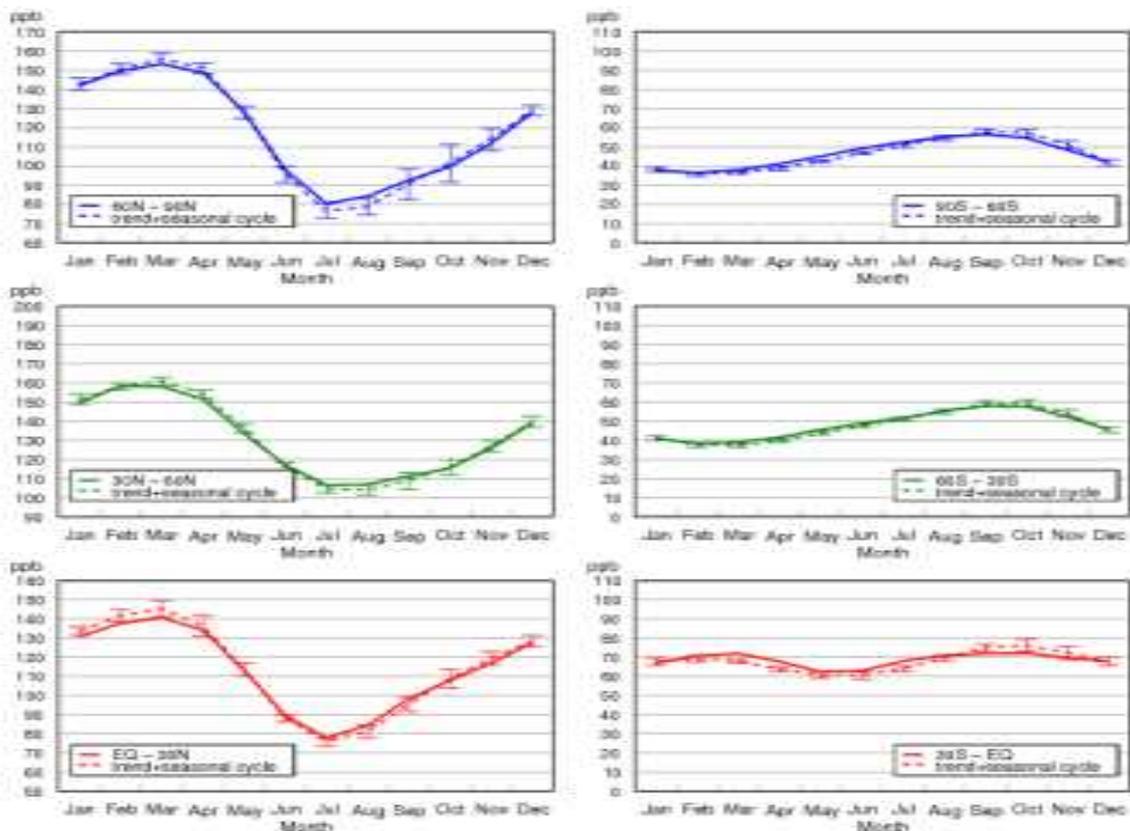


図 2.1.5-113 30度緯度帯ごとの大気中の一酸化炭素濃度の時系列図 (2009年)

図 2.1.5-113 は、各緯度の一酸化炭素濃度を季節ごとにまとめたもので、気象庁のホームページ(http://ds.data.jma.go.jp/ghg/kanshi/tour/tour_c3.html)から引用したものである。札幌の緯度はおよそ北緯 43 度なので、図 2.1.5-113 の中段左のグラフを読み取る。すると、年間の一酸化炭素濃度はおよそ 100~160ppb である。1ppm は 1000ppb であるので、一酸化炭素のバックグラウンドはおよそ 0.1ppm とわかる。このことより、今回計測において、バックグラウンドは無視できると考えられる。

二酸化炭素は、高温により一酸化炭素に分解される。気象庁のホームページより、大気中の一酸化炭素濃度はおよそ 400ppm である。大気中に存在する二酸化炭素がある程度分解して今回の結果に影響を与えている可能性がある。しかし、その影響はそれほど大きくないと考えられる。

燃焼炉は、耐熱コンクリート製である。溶融物に直接触れてはいないものの、そこから一酸化炭素が発生している可能性がある。今後、燃焼炉を使わずに燃焼実験をして、燃焼炉から発生している可能性を排除して実験する必要がある。

また、この計測器は簡易的なものなので今後は詳しい計測が出来るよう工夫する必要がある。

(d) 一酸化炭素計測実験 2

玄武岩から一酸化炭素が検出されることについて、燃焼炉自体から一酸化炭素が放出され、計測結果に影響を与えていた可能性が考えられる。

そこで、本実験では燃焼炉を使わずに一酸化炭素を計測し、検出された一酸化炭素が本当に玄武岩から放出されたものであるかを確認した。

玄武岩片 2 つ、燃焼炉のレンガで 2 回の合計 4 回の実験を行った。実験で使用したテルミット反応の粉末は各 40g である。図 2.1.5-114 は燃焼炉のレンガを用いた実験の様子である。今回の実験では、燃焼炉自体から一酸化炭素が発生している可能性を除外するため、燃焼得尾を用いずに実験を行った。燃焼炉のレンガは材料の都合上、テルミット反応を起こす場所をずらして 1 つの試験片で 2 回の実験を行った。

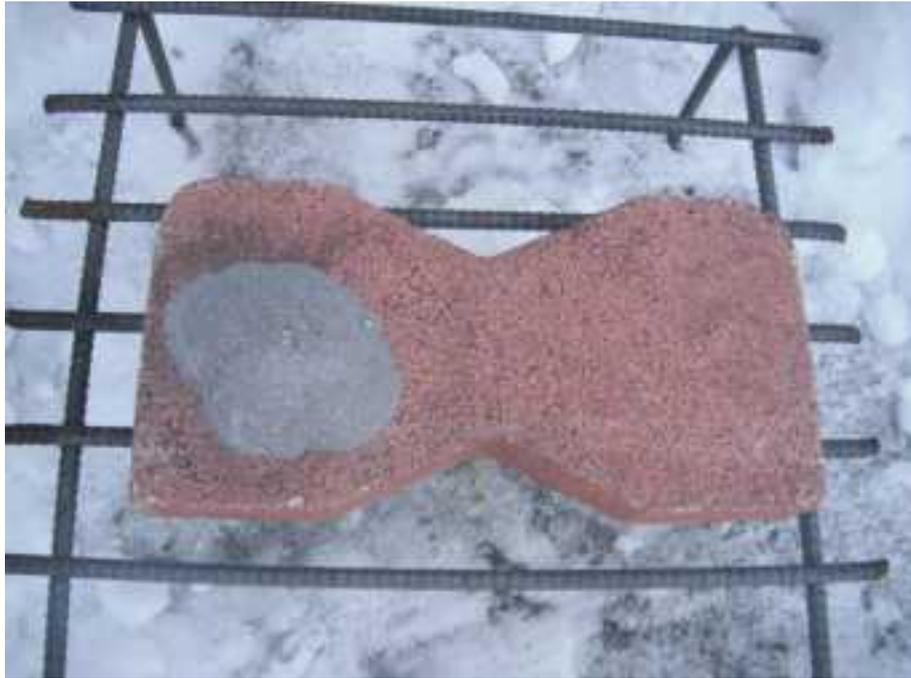


図 2. 1. 5-114 燃烧炉のレンガ

(e) 結果と考察

実験結果を表 2. 1. 5-39 に示す。この結果より、燃烧炉に使われているレンガからは一酸化炭素が発生していないことが確かめられた。よって、

表 2. 1. 5-39 一酸化炭素計測結果

	粉末の量(g)	一酸化炭素量(ppm)
燃烧炉のレンガ1回目	40	0
燃烧炉のレンガ2回目	40	0
玄武岩片A	40	30
玄武岩片B	40	13

4) 温度計測実験

(a) 実験 1 玄武岩に取り付けた熱電対による温度計測実験

a) 目的

玄武岩の熱伝達の様子を明らかにするため、熱電対を用いて温度計測実験を行った。溶融物は非常に高温であり、熱電対で直接溶融物の温度を計測することは不可能である。そこで、玄武岩に埋め込んだ熱電対を用いて、玄武岩内部の温度を計測する。そのデータをもとに、非定常熱伝導方程式を用いて溶融物に直接触れている表面の温度を算出することを目的とする。

b) 実験手順

図 2.1.5-115 は、今回の実験で使う熱電対を取り付けた玄武岩の概略図である。まず、穴をあけた玄武岩を用意し、その穴に熱電対を埋め込む。表 2.1.5-40 各熱電対の表面からの深さは熱電対の深さをまとめたものである。その熱電対を固定するために図 2.1.5-116 のような耐熱セメントを用いた。この耐熱セメントは、1300℃まで耐えられるので、今回の実験に適している。耐熱セメントは固まるまで保水した。セメントは凝固する前に乾燥してしまうと、十分な強度が発揮できないためである。固まった後は2~3日程度かけて十分乾燥し、計測時に水分の影響が出ないようにした。出来た熱電対付きの玄武岩の上に計量したテルミット反応の粉末を乗せた。その後、テルミット反応を起こし、それによって発生した熱の伝達する様子を熱電対で計測した。使用したデータロガーは図 2.1.5-117 の、GRAPHTEC (GL220-UM-801) である。使用した熱電対は熱電対は、図 2.1.5-118 の助川電気工業、タイプ K (-40~1200℃)、シース径 $\Phi 1.0\text{mm}$ である。

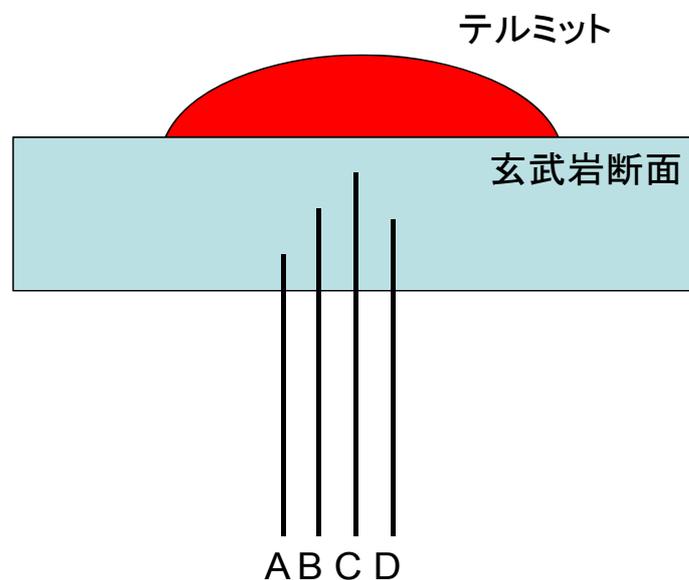


図 2.1.5-115 温度計測実験概略図



図 2.1.5-116 耐熱セメント



図 2.1.5-117 グラフテックデータロガー



図 2. 1. 5-118 助川電気工業 K 型熱電対

表 2. 1. 5-40 各熱電対の表面からの深さ

熱電対名	表面からの深さ(mm)
A	25
B	20
C	10
D	15

c) 定常一次元熱伝達方程式

フーリエの微分方程式

$$\frac{\partial T}{\partial t} = a \left(\frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 T}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 T}{\partial z^2} \right) \quad (2. 1. 5-25)$$

は、初期条件を用いて解析的に解くと一般にはきわめて複雑な解となる。したがって、非定常熱伝導を取り扱う実際の工学上の問題において様々な図式解法が考案されている。特に一次元の温度場を取り扱うときは、シュミットの図式解法(the schmidt graphical method)を用いて説くことが多い。

例として、一次元の温度場を用いて、並行平板に該当する場合について考える。
 一次元の温度場においては、式(2.1.5-25)は式(2.1.5-26)のようになる。

$$\frac{\partial T}{\partial t} = a \frac{\partial^2 T}{\partial x^2} \quad (2.1.5-26)$$

図 2.1.5-119 のように、固体内部を等しい微小平板に分割し、この微小体積内の熱勘定を時間的に段階的な過程で置き換えていく。

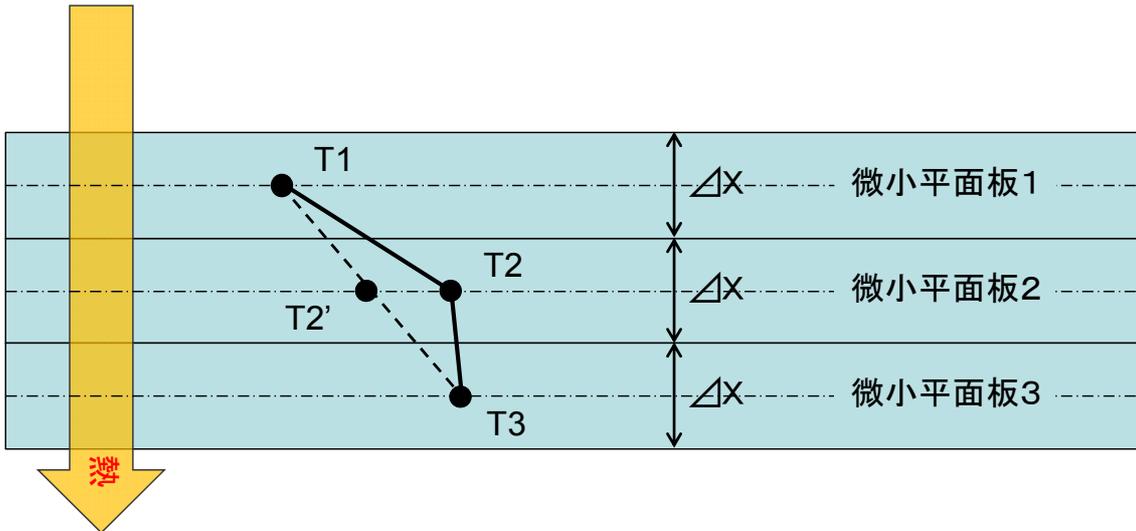


図 2.1.5-119 微小平板と温度分布

したがって、時間に対して連続的な微分方程式である式(2.1.5-26)の代わりに、時間を Δt の間隔に分解して有限差分の方程式

$$\frac{\Delta T}{\Delta t} = a \frac{\Delta^2 T}{\Delta x^2} \quad (2.1.5-27)$$

すなわち、

$$\frac{T_{t+\Delta t} - T_t}{\Delta t} = a \frac{\left(\left(\frac{\Delta \theta}{\Delta x} \right)_{x+\Delta x} - \left(\frac{\Delta \theta}{\Delta x} \right)_x \right)}{\Delta x} \quad (2.1.5-28)$$

を用いて、時間が Δt だけ経過するごとの温度分布の様子を図示していくのである。

図において、熱の流れに垂直な等間隔の幅 Δx の微小平板 1、2、3 について、各平板の中央の温度が、時刻 t においてそれぞれ T_1 、 T_2 、 T_3 であるとする。これらを図のように折れ線で結び、温度曲線を作る。

次に Δt だけ経過した後の任意の断面、例えば、2 の温度を T_2' であるとする、式(2.1.5-28)によって次式が成り立つ。

$$\frac{(T_2' - T_2)}{\Delta t} = a \frac{\left(\frac{T_1 - T_2}{\Delta x} - \frac{T_2 - T_3}{\Delta x} \right)}{\Delta x} \quad (2.1.5-29)$$

これより、

$$T2' = \frac{1}{M}(T1 + (M - 2)T2 + T3) \quad (2.1.5-30)$$

ここで、

$$M = \frac{(\Delta x)^2}{a\Delta t} \quad (2.1.5-31)$$

特に、式(2.1.5-30)において、 $M=2$ とおくと、 $T2'$ は次のように簡単にあらわされる。

$$T2' = \frac{1}{2}(T1 + T3) \quad (2.1.5-32)$$

ただし、時間の1ステップ Δt は任意にとることはできない。すなわち式(2.1.5-31)において、 $M=2$ として、式(2.1.5-33)で決められる。

$$\Delta t = \frac{(\Delta x)^2}{2a} \quad (2.1.5-33)$$

式(2.1.5-32)と式(2.1.5-33)を使うことで、今回の実験の玄武岩表面温度を計算することができる。

d) 結果と考察

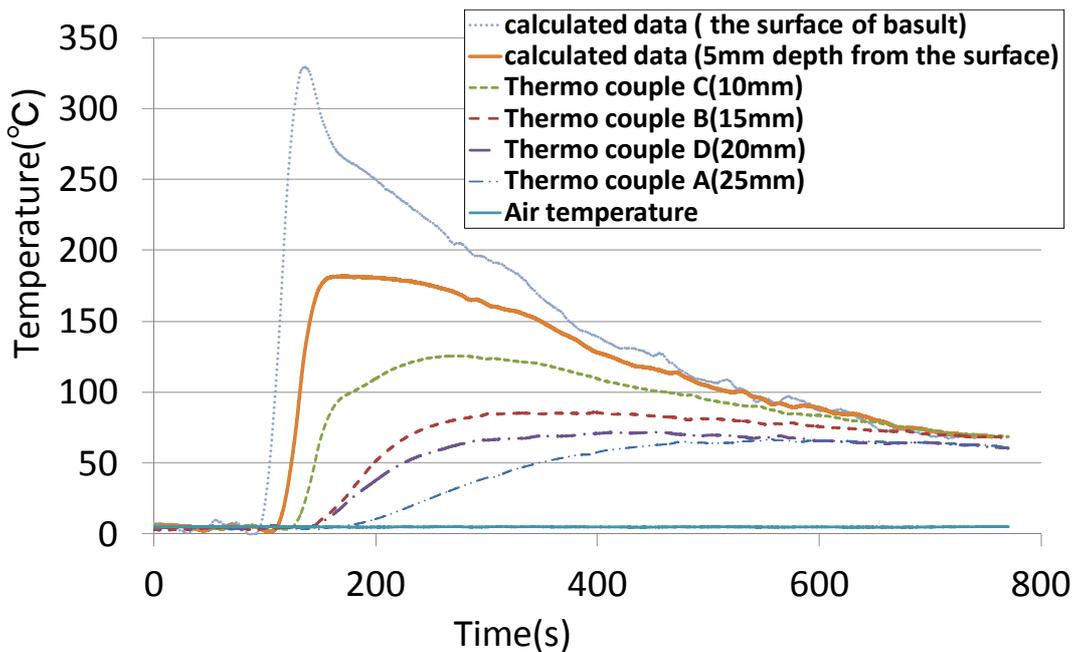


図 2.1.5-120 燃焼実験結果

図 2.1.5-120 は計測結果と、非定常熱伝導方程式を用いて表面の温度を算出した結果をまとめたものである。計算により求めた熔融物の最高温度は 329.5°C に対し、酸化鉄の融点は 1500°C 程度である。実験中に金属が熔融していることを考えると、少なくとも 1500°C 程度は発熱しているはずである。よってこの手法ではうまく熔融物の温度を求められていないと言える。原因は、熱電対の深さのステップが、5mm 刻みでは広すぎたことが考えら

れる。

(b) 実験 2 高融点材料で保護した熱電対を用いた直接的な温度計測実験

a) 目的

実験 1 では高温になっている玄武岩表面の温度を非定常熱伝導方程式を用いて算出したが、計算結果は物理的に妥当でない値となった。そこで、熱電対先端を高融点材料で保護した熱電対を用意し、高温溶融物を直接計測する実験を行った。

b) 実験手順

試験片は図 2.1.5-121 のような物を用意した。通常通りテルミット反応を起こし、溶融物の温度を直接測定する。使用した熱電対は K 型で、保護に使った高融点材料はアルミナ (Al_2O_3) である。アルミナは図 2.1.5-122 のような細い管状で、一端が熱溶接されて塞がった構造になっている。図 2.1.5-123 はアルミナ細管の一端を熱溶接しているところである。このアルミナ細管に熱電対を通した構造になっている。

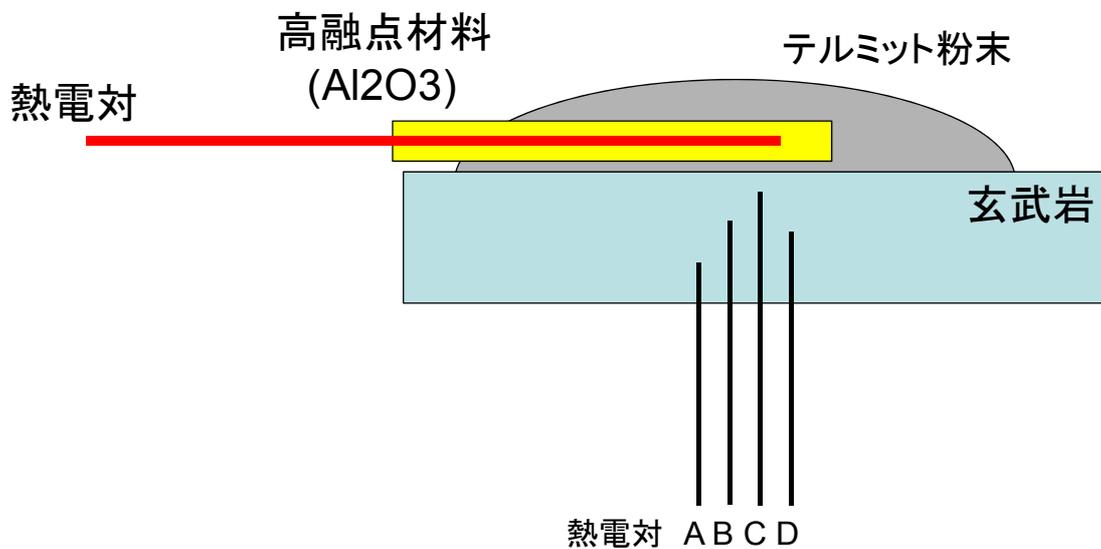


図 2.1.5-121 実験概略図



図 2. 1. 5-122 溶接前(下)と溶接後(上)のアルミナ細管

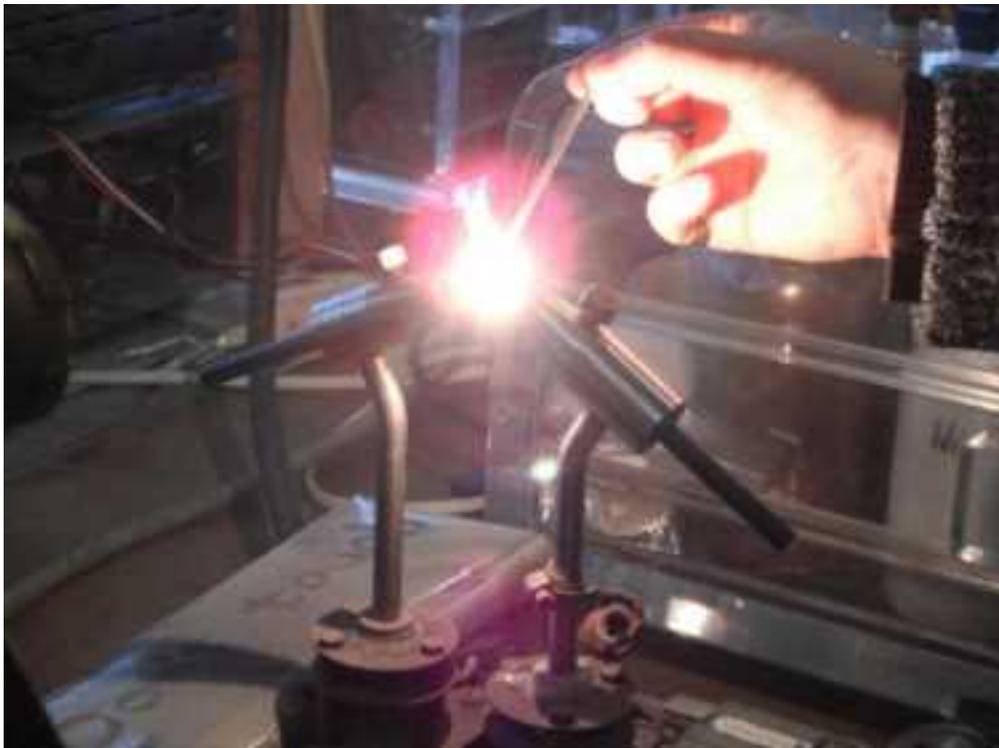


図 2. 1. 5-123 溶接中のアルミナ細管

c) 結果と考察

図 2.1.5-124 は温度測定の実験結果である。このグラフより、直接測定を行った熱電対は最高温度 1372 度を記録している。これは今回用いた K 型熱電対の測定範囲の限界であり、テルミット反応は少なくともこれ以上の温度であるといえる。玄武岩の融点は 1200°C 程なので、テルミット反応による溶融物が玄武岩を溶かす能力をもつことが確かめられた。また、この結果は、顕微鏡観察で玄武岩が溶けている様子が観察できたこととも一致する。なお、実験後、高融点材料で覆った熱電対の損傷は見られなかった。

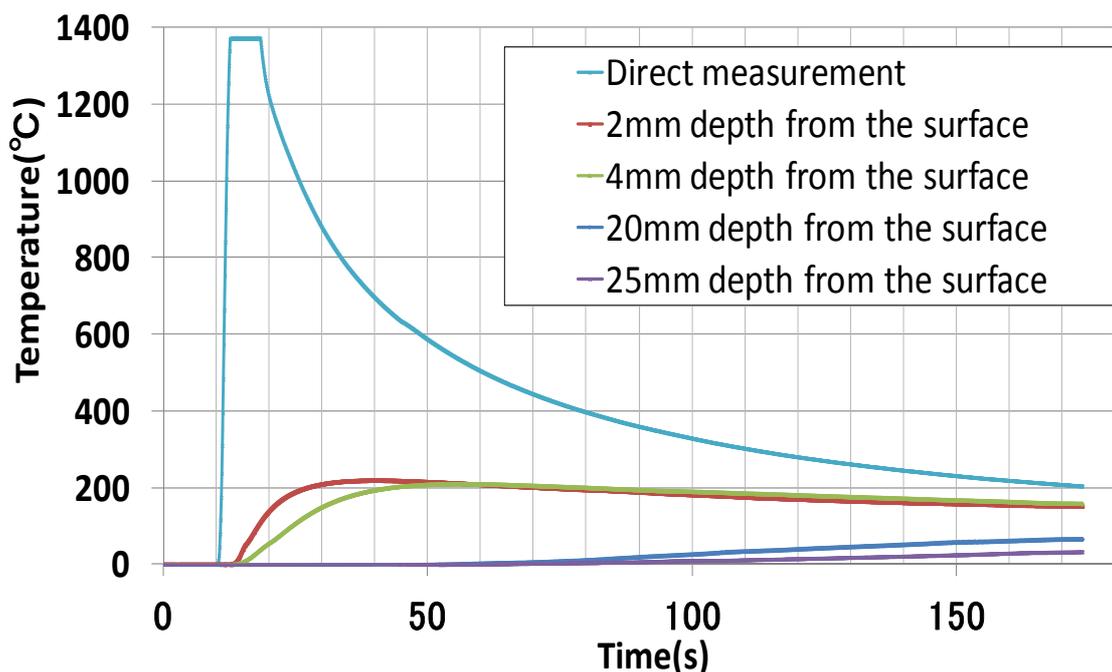


図 2.1.5-124 高融点材料で保護した熱電対を用いた温度計測実験結果

(c) 実験 3 多量の粉末を使用した温度計測実験

a) 目的

従来は粉末の量を 20 グラム、40 グラムといった非常に少ない量で行っていた。こういった量だと、発熱量が大変少なく、溶融物を模擬できていないことが考えられた。そこで、今回の実験では、量を大幅に増やし、実験の規模を大きくすることを目的とする。

b) 実験

実験は 3 回行った。玄武岩の試験片の大きさは、600×300×30(mm)である。粉末の量を増やしたため、すべての粉末が玄武岩上に乗るように大きな玄武岩を使った。各試験片に使用した粉末の量は、試験片 A が 500 グラム、試験片 B が 750 グラム、試験片 C が 1000

グラムである。熱電対は各玄武岩に3本ずつ取り付け付けた。熱電対の深さは、表面から、2mm、4mm、6mmである。今回は、粉末を中心付近に集中して配置するため、アルミホイルで皿を作成した。その中で反応を起こすと、高温により、アルミ皿が溶けて玄武岩上に流れ出す仕組みになっている。図 2. 1. 5-125、図 2. 1. 5-126、図 2. 1. 5-127 にそれぞれ、1kg、750 g、500 g の粉末を使用した温度計測実験結果を示す。

c) 結果と考察

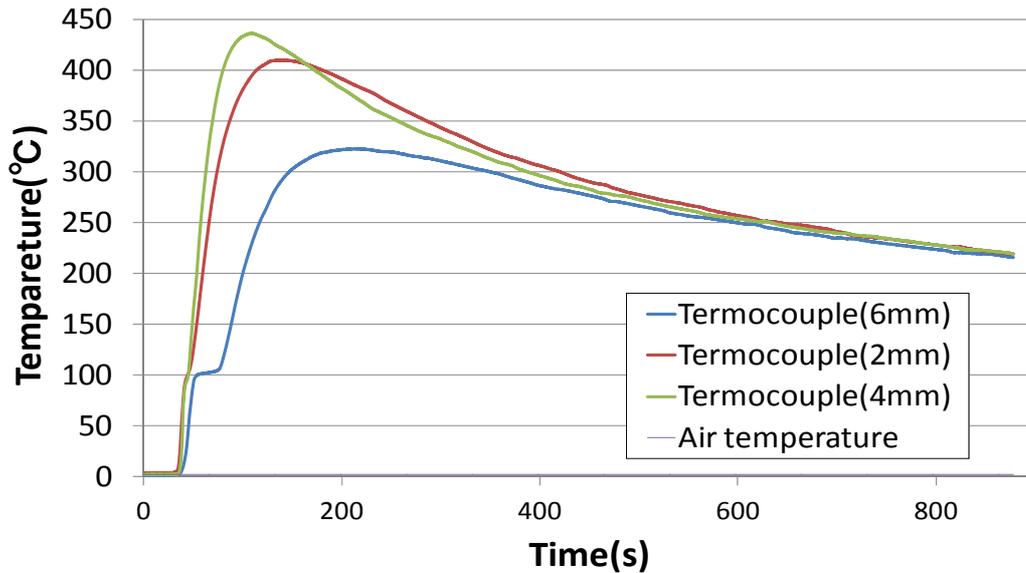


図 2. 1. 5-125 多量の粉末を使用した温度計測実験結果(1000g 使用)

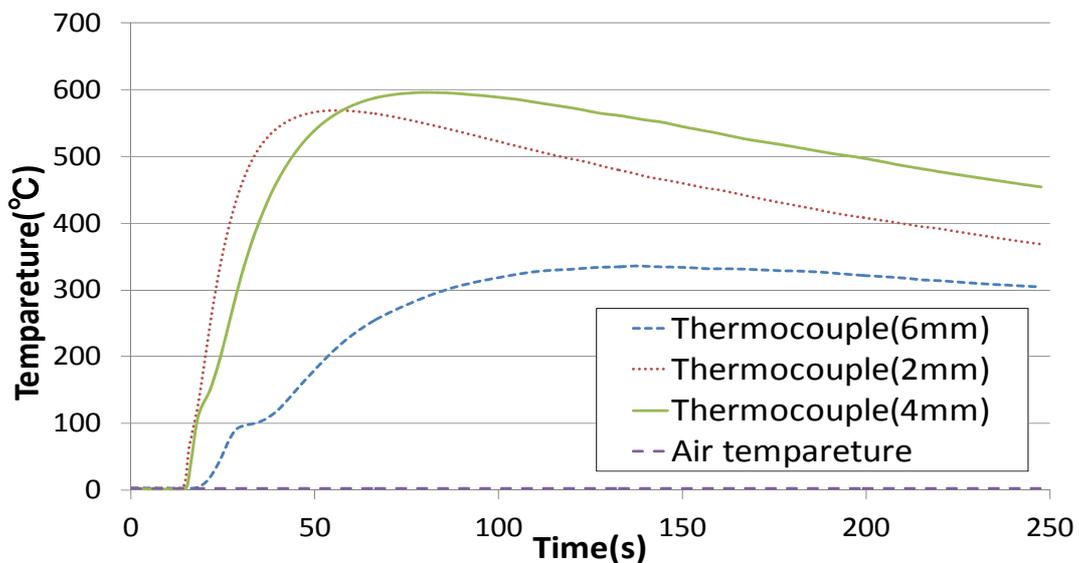


図 2. 1. 5-126 多量の粉末を使用した温度計測実験結果(750g 使用)

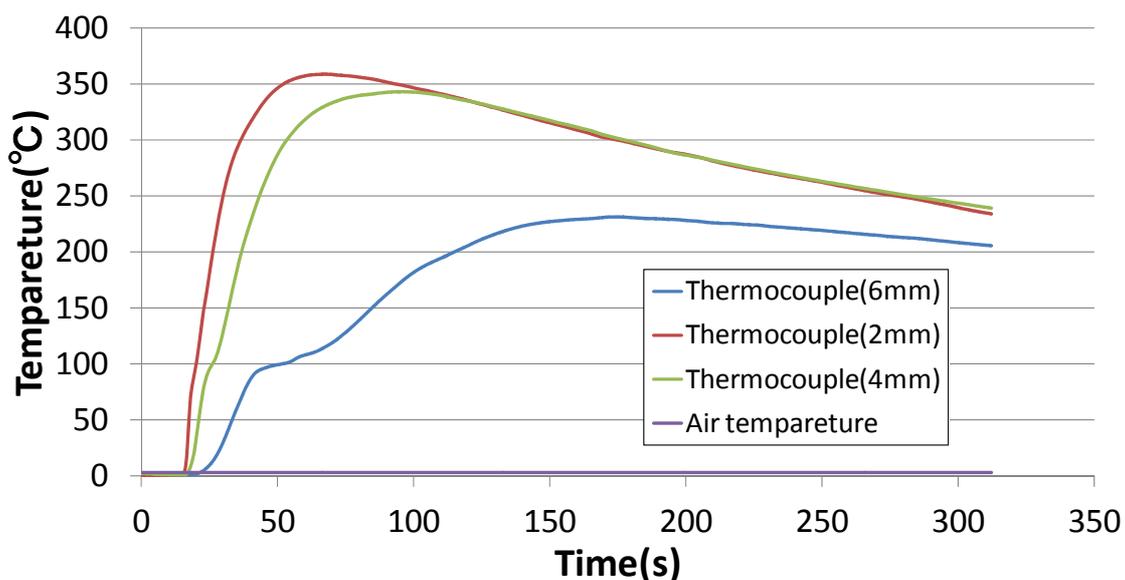


図 2.1.5-127 多量の粉末を使用した温度計測実験結果(500g 使用)

まず、実験結果のグラフを見ると、各試験片の各熱電対ともに、100°C付近で、温度上昇が鈍化していることが読み取れる。今までの実験ではこういった形のグラフは見られなかった。これは、様々な要因が考えられるが、玄武岩が水分を含んでいたことが原因と考えられる。本実験では、熱電対を固定する際に耐熱セメントを使用する。耐熱セメントは、凝固するまで濡れた紙で保水する必要がある。この水分が玄武岩内に吸収されてしまったものと思われる。以前の実験では、玄武岩に吸収された水分を乾かすため、セメントが凝固した後、2日程度かけて十分に乾かした後に実験を行っていた。しかし、この実験を行った当時、外気温は零下で、実験棟内の室温もかなり下がっていた。2日程度かけて乾燥させたが、十分でなかったようである。従って、今後実験を行う際は、室温に応じた乾燥時間を取るよう工夫するべきである。

しかし、今回の失敗から玄武岩が水分を含んでいると、熱の上昇が抑えられることが分かった。玄武岩は多孔質であり、保水性を持つのでコアキャッチャーの材料として適していると考えられる。今後は、多孔質でない岩石を使い、保水率による温度上昇の違いなども明らかにしていきたい。

また、表面から各試験片に取り付けた熱電対が示す最高温度は、Aが358.9°C、Bが596.3°C、Cが435.8°Cである。これは、BとCにおいて、粉末の量がCのほうが多いにもかかわらず、最高温度がBのほうが高い。これもおそらく、玄武岩内の水分量が関係しているものと考えられる。グラフより、玄武岩Cのほうが100°Cでの温度上昇の鈍化がはっきりしている。このことから、玄武岩Cの方がより多い水分を含んでいたと推測できる。

5) 顕微鏡観察

(a) 目的

燃焼実験後の試験片の侵食の有無とその程度を肉眼で確認することは困難である。そこで、顕微鏡を使用して、試験片の様子を確認することが本作業の目的である。

(b) 作業手順

燃焼実験に使った玄武岩及び高融点材料をグラインダーで切断した。切断面を顕微鏡で観察しやすくするため、研磨機で磨いた。その後、断面を顕微鏡で観察した。

(c) 結果と考察

a) SiC について

図 2.1.5-128 の上面が実験で高温溶融物にさらした部分である。一方、下面が溶融物にさらされていない部分であり、実験前と同じ状態を保っていると言える。図 2.1.5-128 からわかるように、SiC については、破損はしたものの、大きな侵食は見られなかった。ただ、燃焼実験中に熱応力で割れるという問題が発生した。金属の枠で強化するなど、熱応力に耐えうる対策を施す必要がある。

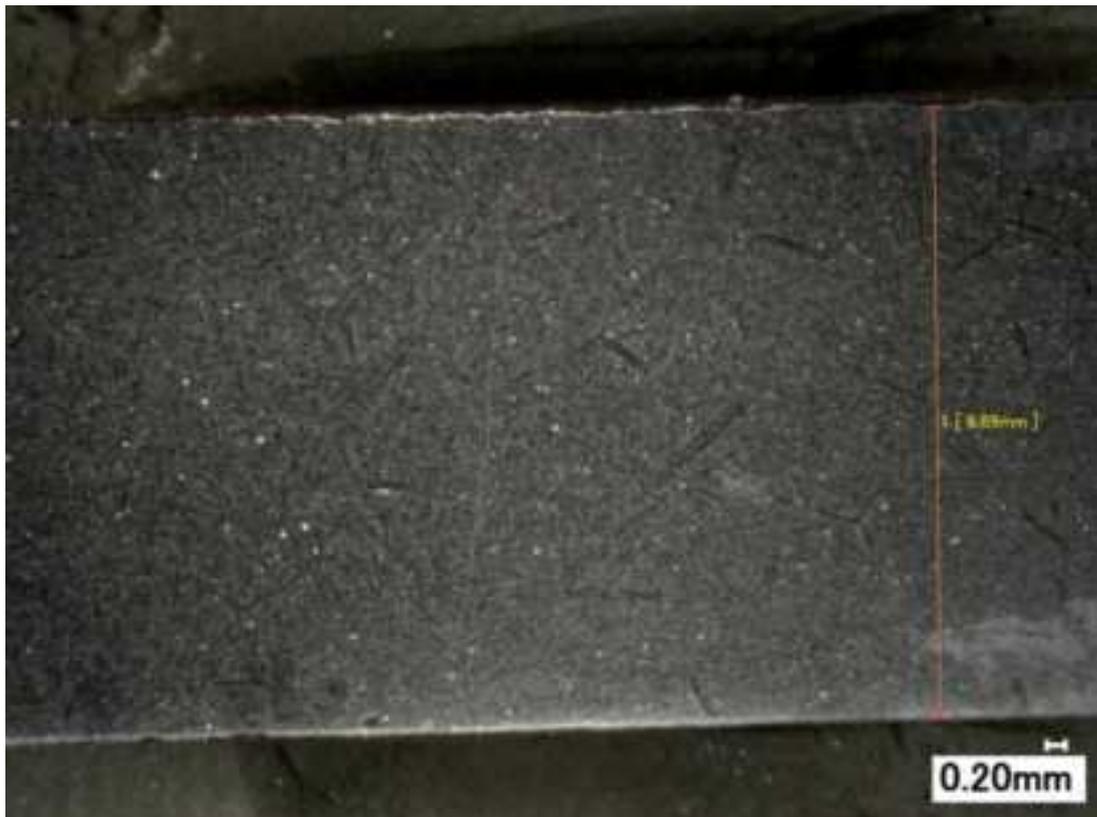


図 2.1.5-128 SiC の顕微鏡観察

b) 玄武岩について

図 2.1.5-129 が高温溶融物にさらされていない部分である。図 2.1.5-130 が高温溶融物にさらされた部分である。図 2.1.5-130 では、玄武岩層と、その上にテルミット反応で出来た溶融物の層が観察でき、玄武岩層と溶融物層の境界に黄色いガラス質の物質が観察できる。この物質は玄武岩と溶融物が溶けて混ざり合った物と考えられる。温度計測実験より、テルミット反応により生成した溶融物は玄武岩の融点よりも高温である。ゆえに玄武岩が溶融する可能性は十分にある。

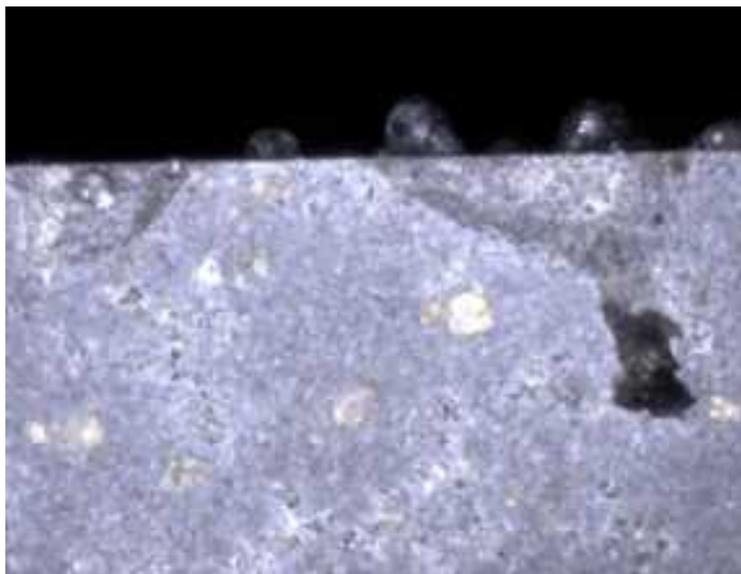


図 2.1.5-129 顕微鏡観察(玄武岩未侵食部)



図 2.1.5-130 顕微鏡観察(玄武岩侵食部)

6) 崩壊熱評価

(a) 目的

テルミット反応と崩壊熱の発熱量の比較ができていないことが問題となっていた。そこで、本研究室で開発されている汎用炉物理コード CBZ を用いて、炉心熔融物の崩壊熱計算を行った。その結果によって得られた崩壊熱とテルミット反応の発熱との比較を行った。

(b) 汎用炉物理解析コード CBZ

a) 概要

汎用炉物理解析コードシステム CBZ は、核分裂物質を含む系の核分裂連鎖反応、核燃料の燃焼、放射線の遮蔽といった、原子炉内とその周囲における中性子、ガンマ線の輸送、それらと原子核、原子との相互作用に関わる物理現象を数値的に模擬するためのコードシステムである。日本原子力研究開発機構で開発されたコードシステム CBG をベースとして、2012 年 4 月より北大・原子炉工学研究室で開発が開始された。

プログラムはコンピュータ言語 C++ で記述されており、原子炉物理の計算に関連する情報（原子炉や燃料集合体を表現するための幾何形状や、原子炉を構成する媒質といったものに加えて、計算手法や収束条件なども含む）は全て C++ の「クラス」として定義される。中性子、ガンマ線の輸送方程式、拡散方程式を解くソルバーが複数実装されており、それらソルバーはそれぞれ関連する複数のクラスで構成されている。また、ソルバー間のデータ（例えば中性子反応断面積データ）のやり取りはクラスのインスタンスを通して行われることから、複数のソルバーを組み合わせた多種多様な炉物理計算が容易に実現可能であることが特徴である。

b) 燃焼計算

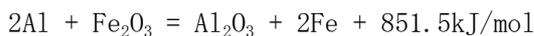
原子燃料に含まれる種々の原子核は、原子炉の運転に伴い数密度が時々刻々変化する。この計算はいわゆる「燃焼方程式」を解くことで実現されるが、CBZ にはこのためのモジュールとして Burnup クラスが実装されている。燃焼方程式の数値解法としては行列指数法を採用し、行列指数は Chebyshev 有理近似法[3]により評価している（この方法では Krylov 部分空間法[4]で解けない短半減期核種を含むチェーンでも対応可能である）。また、燃焼チェーンを作成するモジュール BurnupChainGenerator が実装されており、評価済みの崩壊データファイル、核分裂収率データファイルから、ユーザーが必要と判断した核種で構成される任意の燃焼チェーンを作成することが可能である。なお、一般的な燃焼計算では SRAC コードにおいて最も詳細なチェーン（取り扱う FP 核種は 193）に数核種加えたものを用いている。このチェーンでは、原子炉停止 1 年後以降の崩壊熱、放射能を精度良く評価することが可能である。Burnup クラスは入力された核種数密度、中性子束情報（エネルギースペクトル、レベル）、燃焼期間から、燃焼後の数密度を計算する。中性子束の情報は、中性子輸送・拡散ソルバーから引き渡すことになる。

また、ピンセル体系に対する燃焼計算のためのツールとして Burner が実装されている。Burner は、燃料、被覆管、冷却材の三領域からなる正方、六角格子体系の燃焼計算を行う。なお、中性子束計算は衝突確率法に基づく PJI モジュールで行う。Burner では、出力運転中の計算とともに、原子炉運転後の冷却計算も行うことが可能であり、燃焼（冷却）期間に依存した各種原子核の数密度や放射能、崩壊熱といった、燃焼に伴う諸量を計算することが出来る。また、燃焼後の核特性（数密度、実効増倍率、反応率比）の核データに対する感度を計算するメソッドも実装されている。

(c) 計算結果

a) テルミット反応熱計算

テルミット反応の反応熱は使用した粉末の量によって決まり、熱化学方程式を使い求めることができる。Al の原子量は 26.98、酸化鉄の式量は 159.69 とする。酸化鉄の式量は購入した試薬のボトルに記載されていた数値を使用する。実験で 1000g のテルミット粉末を燃焼させたときの発熱量を求める。本実験では、 $\text{Fe}_2\text{O}_3:\text{Al}=8:3$ の重量比で混合しているので、1000g のテルミット粉末中には、酸化鉄が 727.3g、Al が 272.7g 含まれている。次の式はテルミット反応の熱化学方程式である。



こりより、理想的な状態での Al と Fe_2O_3 の混合重量比は、3:8.8 である。よって、本実験の混合比では、テルミット粉末に Al 粉末が過剰であるとわかる。これより、今回の計算では、テルミット粉末中の Fe_2O_3 が全量還元されたと仮定して計算することにする。1000g のテルミット粉末中には、 Fe_2O_3 の粉末が 727.3g、すなわち 4.55mol 含まれている。依って、熱化学方程式より、本実験で使用したテルミット粉末 1000g あたりの発熱量は $851.5 \times 4.55 = 187.0 \text{ kJ/kg}$ とわかる。

b) 崩壊熱計算

崩壊熱の計算結果は、図 2.1.5-131 のようになった。

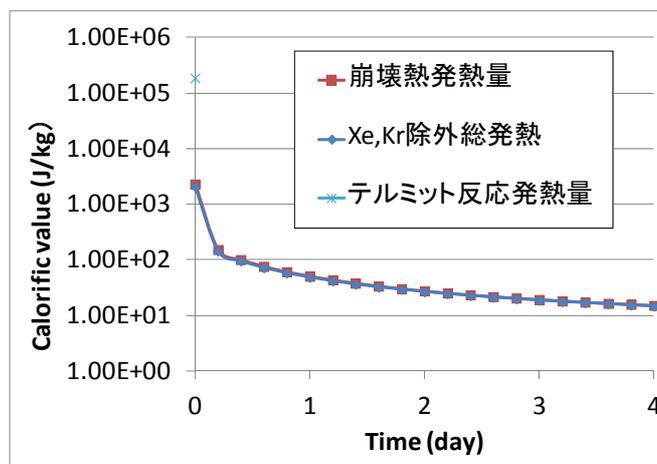


図 2.1.5-131 発熱量比較

溶融デブリでは、希ガス類は抜けていると考えられるので、Xe や Kr を除外した崩壊熱も計算した。

これより、テルミット反応の方が大きな発熱量を持つことが分かった。図 2.1.5-131 からわかるように、崩壊熱とテルミット反応と発熱量は 100~1000 倍程度の差がある。福島第一原子力発電所での事故では、事故後数時間で溶融物が压力容器下部コンクリート床に落下したと言われている。そういった事象を想定し、4.8 時間後の発熱量の差を見てみると、1220 倍もの差が生じている。どのタイミングの事故事象を想定して、実験するかにもよるが、今後は長時間の加熱を再現できるように工夫する必要がある。

(d) 溶融物温度推定

a) 目的

今後、テルミット反応の放熱を解析するにあたって、溶融物の物理モデル作りが必要となる。その予備段階として、CBZ を用いて得られた崩壊熱を使いペDESTAL に落下した溶融物の温度の計算を行った。

b) 物理モデル

図 2.1.5-132 のような物理モデルを考え、解析を行った。

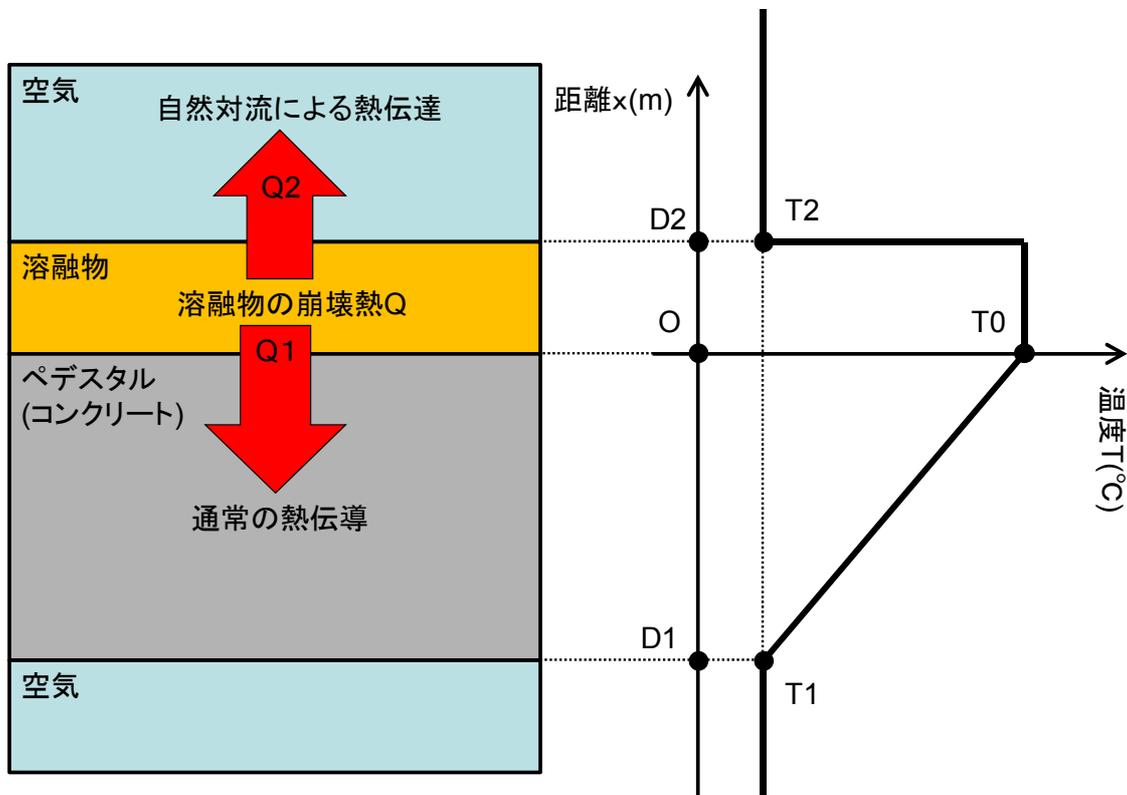


図 2.1.5-132 溶融物温度計算物理モデル

c) 溶融物温度計算

溶融物の発熱(Q)は一定とし、4day後の14.6W/kgとした。

溶融物からの放熱は、コンクリートへの熱伝導(Q1)と、空気への熱伝達(Q2)があるとし、 $Q=Q1+Q2$ とした。

まず、厚さD1(m)溶融物の発熱Q(W)を求める。

この溶融物の密度W(kg/m³)を求める。CBZの解析で燃料棒の半径r(m)は0.412cmとし、燃料棒の密度はw(kg/cm)として計算した。この燃料棒が崩壊熱によって溶融し、そのままペデスタルに落下したと仮定して計算を行なった。ウランペレットと自体の密度W(kg/m³)を求める。

$$W = \frac{w}{\pi r^2} = 8907.4 \text{ kg/m}^3 \quad (2.1.5-28)$$

単位面積当たりのウランの体積をV(m³)とすると、 $V1=1 \times 1 \times D1=0.5\text{m}^3$ となる。これより

$$Q = \frac{qV}{w} \times D1 = 4453.7 \text{ W/m}^2 \quad (2.1.5-29)$$

次にQ1を求める。コンクリート内は、十分な時間がたち、定常的な熱伝導となっていると仮定する。熱伝導方程式より、

$$Q1 = \frac{k(T0-T1)}{D1} \quad (2.1.5-30)$$

である。

次に、Q2を求める。空気と溶融物の熱伝達率をh2(W/m²)とおく。熱伝達の方程式より、

$$Q2 = h2(T0 - T2) \quad (2.1.5-31)$$

となる。この熱伝達は自然対流で行われているものと仮定する。ここで、自然対流のパラメータとして、レイリー数Raを求める。レイリー数によって、自然対流は層流か乱流かが区別され、使用する式もそれに伴い変化する。レイリー数を求める式は以下の用に表される。

$$Ra = \frac{g\beta(T0-T2)L'^3}{\nu\alpha} \quad (2.1.5-32)$$

ここで、gは重力加速度 $g=9.8\text{m/s}^2$ である。νは空気の動粘度で、 $T2=20^\circ\text{C}$ の時、 $\nu=1.583 \times 10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$ である。αは空気の熱拡散率であり $T2=20^\circ\text{C}$ のとき、 $\alpha=2.207 \times 10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$ である。

βは体積膨張係数であり、次式で表される。

$$\beta = \frac{1}{T2+273.15} \text{ (1/K)} \quad (2.1.5-33)$$

$T2=20^\circ\text{C}$ の時、 $\beta=3.411 \times 10^{-3} \text{ 1/K}$ となる。

L'は上向き加熱面の代表寸法であり、注目する加熱面の面積をその周長で除した値である。デブリが半径4mの円形に広がっているとすると、代表寸法 $L' = (4 \times 4 \times \pi) / (2 \times \pi \times 4) = 2$ である。また、 $T0=1570^\circ\text{C}$ であると仮定し、レイリー数は $Ra=1.2 \times 10^{12}$ となる。これより、本解析の物理モデルは乱流の自然対流であるとわかった。よって熱伝達率を求める式は以下の物を使用する。

$$h_2 = 0.15k \left(\frac{g\beta(T_0 - T_2)}{\alpha\nu} \right)^{\frac{1}{3}} \quad (\text{乱流}) \quad (2.1.5-34)$$

k は空気の熱伝導率で、 $T_2=20^\circ\text{C}$ の時、 $k=2.614 \times 10^{-2} \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$ である。その他の物理量は、レイリー数を求めたときと同じで、 $g=9.8\text{m}/\text{s}^2$ 、 $\beta=3.411 \times 10^{-3} \text{ 1}/\text{K}$ 、 T_0 を 1570°C 、 $\alpha=2.207 \times 10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$ 、 $\nu=1.583 \times 10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$ である。これらを代入すると、 $h_2=20.88 \text{ W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$ とわかった。

$$Q = Q_1 + Q_2$$

$$= \frac{k(T_0 - T_1)}{D_1} + h_2(T_0 - T_2) \quad (2.1.5-35)$$

$$T_0 = \frac{Q \times D_1 + k_1 \times T_1 + h_2 \times D_1 \times T_2}{k + h_2 \times D_1}$$

$$= 1567.4^\circ\text{C} \quad (2.1.5-36)$$

この値は、レイリー数を求めるときの仮定と 0.16%しか誤差がなく、大変よく一致しているといえる。

以上より、本解析では4日後の溶融物の温度は 1567.4°C と求まった。

7) まとめ

本実験で、玄武岩をベースにしたコアキャッチャについて、一酸化炭素の発生をある程度抑えられることが分かった。高融点材料については、熱応力に大変弱く、それ単体コアキャッチャとして使うには不向きであることが分かった。また、玄武岩については、熱応力には強いものの、高温による侵食が起こることが分かった。温度計測実験および非定常熱伝導解析の結果より、本実験の温度計測は、まだ不正確であり改善をする必要が分かった。玄武岩内に水分が含まれていると、温度上昇が抑えられることがわかった。テルミット反応の発熱と炉心溶融物の発熱を比較した結果、テルミット反応の方が重量当たりの発熱量が大きいことが分かった。しかし、テルミット反応の発熱時間は崩壊熱の発熱時間に比べて短いので今後は外部から熱を入れられるような工夫が必要である。

(7)内部溢水の基準化

新規制基準の原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドには、内部溢水に関する以下の記載があり、日本保全学会規制関連検討会で、「ただし書き」への対応方法も含めて、漏えい評価や内部溢水の影響を最小に食い止めるための検討を行い、規制委員会に提案した。

2. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による地震力によって破損が生じるとされる機器について、破損を想定する。

基準地震動によって破損し漏水が生じる機器とは、基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドにおいて、耐震設計上の重要度分類 **B, C** クラスに分類される機器（以下、「**B, C** クラス機器」という。）とする。

ただし、**B, C** クラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものについては、漏水を考慮しないことができる。（解説—2. 1. 3—1）

漏水が生じるとした機器のうち、防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。

地震によって内部溢水をもたらす可能性のある **B, C** クラス配管の耐震性評価方法について、内部溢水評価ガイドの「ただし書き」では、「耐震性が確保されるものについては漏水を考慮しないことができる。」としている。これに該当する評価方法が考えられるので、以下の検討を行った。

＜ **B, C** クラス機器の耐震性の確認方法 ＞

- 過去に国・民間等で実施された **B, C** クラス機器（特に配管系）の破損形態の研究結果（海外機関の評価を含む）を調査し、その結果を評価
- 配管系の破損形態を考慮して、適切な耐震性評価手法を検討
- この耐震性評価手法を用いた評価の結果から、十分な耐震性があると言えない場合は、より詳細な耐震評価を実施
- より詳細な耐震性評価が必要と考えられる箇所については、より詳細な耐震性評価を実施し、その結果に応じて対策を実施

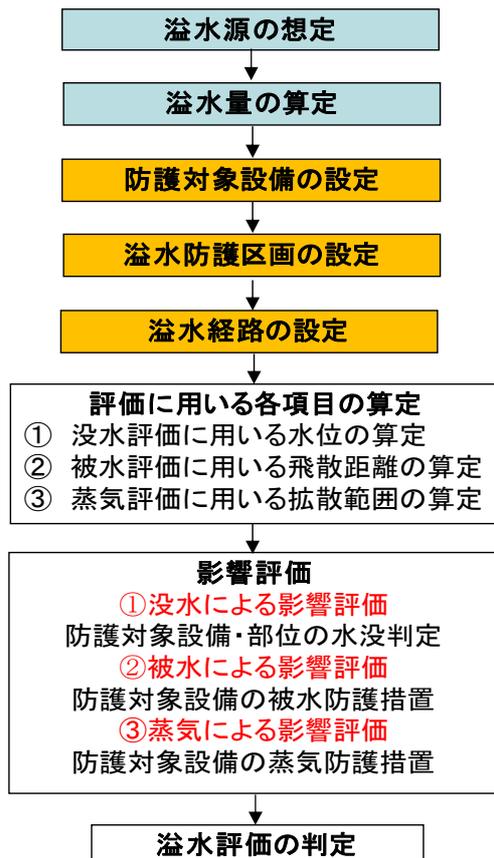


図 2. 1. 5-133 溢水影響評価フロー

溢水影響評価フロー
（新規制基準 内部溢水影響評価ガイドより）

●「中越沖地震」、「東北地方太平洋沖地震」を経験した発電所の B、C クラス配管のうち、上記の評価対象箇所に対応する箇所の点検結果を調査し、地震に起因する配管損傷がないことを確認する。

原子力設備における配管系の耐震設計で設計上考慮すべき破損形態については、これまでに、以下の研究によって、評価がなされている。これらの研究では、原子力設備（配管系）において、地震起因で想定する地震の荷重では、配管が急速に塑性崩壊することはない、設計上考慮すべき破損形態は、低サイクルラッチェット疲労であるとされている。

- 電共研「機器・配管系の地震時許容基準に関する研究（フェーズⅠ、Ⅱ、Ⅲ）」配管系要素試験（H8～H10年度）
- NUPEC「原子力発電施設耐震信頼性実証 配管系終局強度」（H10～H15年度）
- EPRI/NRC等「Piping and Fitting Dynamic Reliability Program」（1985～1992年）
- FBR配管の耐震性検討：電中研報告書U92022、U94012、U95017（H4～H7年度）

これらの研究では、配管系の限界状態の定義は以下に示すものと想定している。

- 低サイクルラッチェット疲労による亀裂貫通、漏水（局所的なひずみ）
- 進行性過大変形（P- δ 効果）（全断面の変形）

JNES(旧NUPEC)による配管強度試験結果

- ・従来の設計手法で設計された配管は、破断に対する裕度が大きいことが知られている。
- ・現在のJNES(旧NUPEC)では、H10～H15年に以下に示す配管終局強度試験が実施され、配管破損の裕度と破損モードの形態が評価されている。

配管終局強度試験(JNES(旧NUPEC)にて実施)の概要



試験体の写真

(参考資料)原子力発電施設耐震信頼性実証試験の概要(独)原子力安全基盤機構

<試験で得られた知見>

- ・従来設計は現実の破損(許容応力)に対して**8.5倍以上の余裕**がある。
- ・配管の破損モードは**低サイクル疲労**である。

既往の知見を活用した技術的妥当性のある耐震評価により、適切な漏水量を想定し、適切な溢水対策を実施することが可能。

図 2.1.5-134 旧 NUPEC による配管強度試験結果による知見

以上の過去の研究で得られた知見をもとに、表 2.1.5-41 の耐震設計上の応力制限の項目から、まず、低サイクル疲労が設計疲労線図から許容繰返し回数に対する繰返しピーク応力強さを求めて、地震の揺れによる疲労損傷の可能性の有無をスクリーニングする。上記の繰返しピーク応力強さを元に、配管単スパンごとの耐加速度を算定し、床応答加速度と比較することにより、基準地震動（震度）と配管評価用（震度）を対比して対策の要否を判断する。内部溢水検討における配管の耐震性評価は、このように、終局破損モードである低サイクル疲労に着目して評価を実施する。B、Cクラス配管の供用状態 D_s （塑性変形）の一次+二次+ピーク応力（低サイクル疲労）に着目し、累積疲労係数が 1.0 となる応力から、基準地震動（震度）を α_s とした場合の各プラントの配管系の評価用（震度） α が、 $\alpha > \alpha_s$ となる場合には、対策を実施するものとした。

表 2.1.5-41 耐震設計上の応力制限の項目

防止する破損様式	応力制限の項目
延性破断の防止	一次応力 ^{*)}
進行性変形の防止	一次+二次応力
疲労破損の防止	一次+二次+ピーク応力(疲れ評価)

*対象とする機器により純せん断応力や支圧応力の制限等が課せられる。

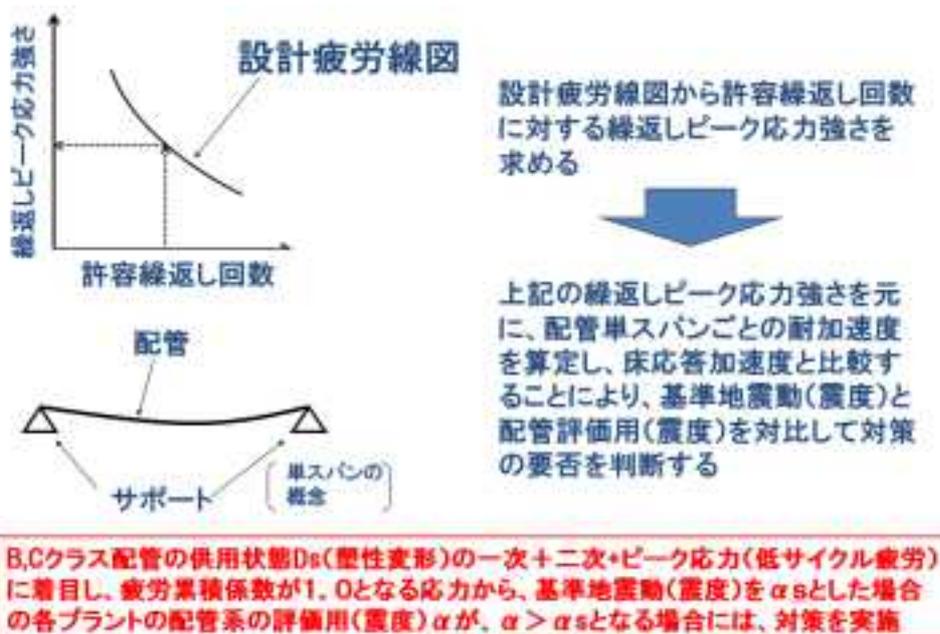


図 2.1.5-135 B、C級配管耐震性評価の概要

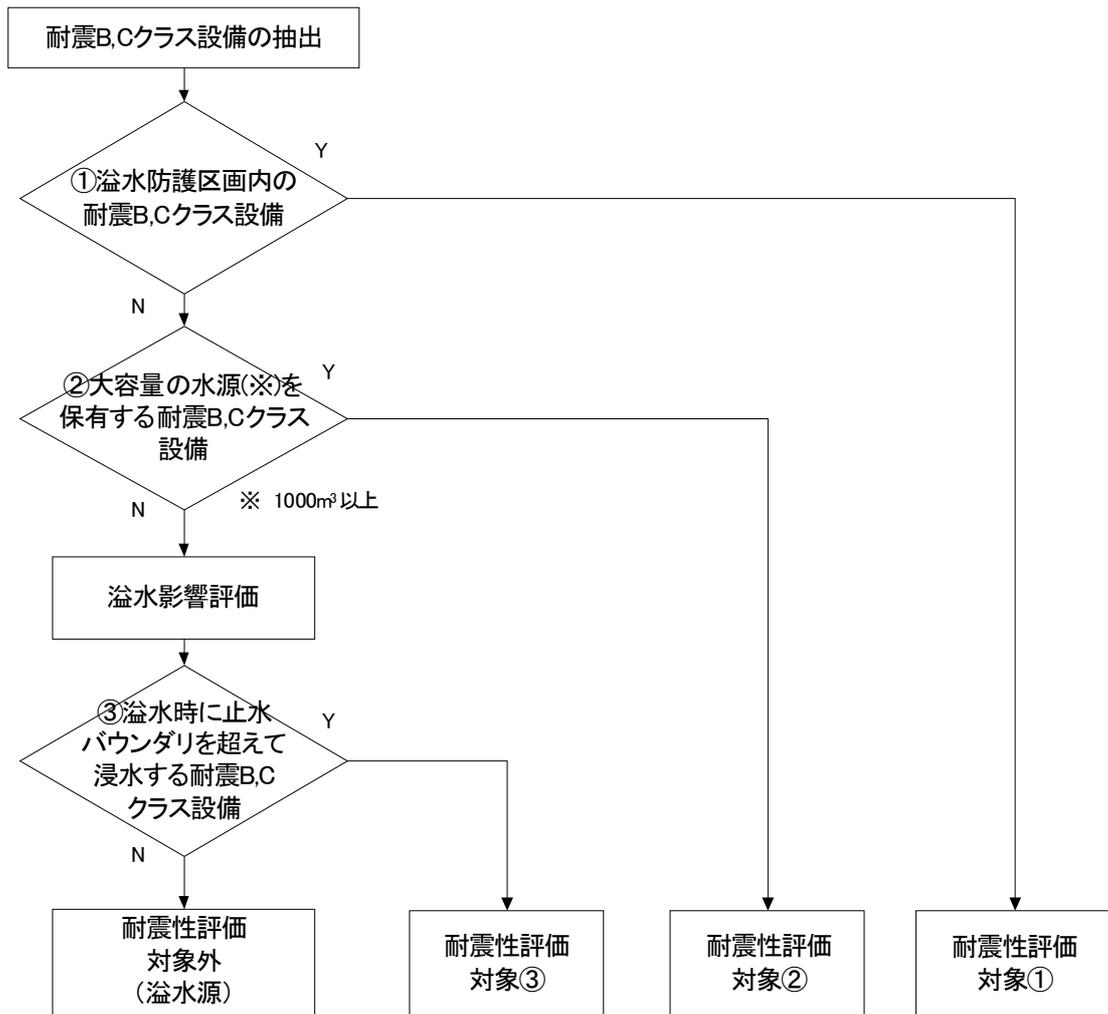


図 2. 1. 5-136 B、C 級配管の耐震性評価の対応方針

以上の対応方針に基づき、以下の方針に基づき、耐震性評価を実施し、地震起因内部溢水対応評価をすることとする。

- ① 浸水防止策の充実を図る観点から、原則として耐震性が低い設備は溢水を想定する
- ② 溢水の観点での耐震評価・補強対策は、安全への影響度合いに応じて重要な範囲に絞って行う。
- ③ 溢水の観点での耐震評価にあたっては、溢水という性質に着目した損傷モードに応じた評価を行うことで、合理的な耐震性確保を図る。

内部溢水・蒸気に対する新規基準に対して、破損想定箇所の1次スクリーニングで用いる定ピッチスパン法について説明する。定ピッチスパン法とは、配管口径や肉厚毎にあらかじめ定められた支持スパンで支持点配置を設定し耐震性を評価する設計手法である。

- ① 配管系の各区分について、20Hz を基準として支持スパンを設定する手法が振動数基準定ピッチスパン法である。
- ② 配管応力が評価基準値以下となるように支持スパンを設定する手法が応力基準定ピッチスパン法である。
- ③ 3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析によって設計された配管について、計算機を用いた解析でサポート配置を設定する手法が3次元多質点はりモデル解析法である。

表 2.1.5-42 内部溢水に関する従来と新規性基準の比較

従来マニュアルと新規性基準ガイドとの主要な相違点		
項目	従来溢水マニュアル	新規性基準溢水ガイド
[溢水源／溢水量]	<ul style="list-style-type: none"> ・単一機器の故障 ・スプリンクラーの破損を考慮（単一区画） ・燃料プールのスロッシング 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震B、Cクラス機器は全数破損を想定 ・津波による浸水との重畳を想定 ・スプリンクラーの破損を考慮 ・燃料プールのスロッシングとの重畳を考慮
[防護対象設備]	<ul style="list-style-type: none"> ・止める・冷やす・閉じ込めるに関わる機能維持に必要な設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料プールの冷却・給水設備が追加
[影響評価]	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気の実取扱い規定無し 	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気による影響評価を実施

日本保全学会 規制関連検討会によるBC級配管溢水対策

■ 浸水評価手順の例（浸水防護重点化範囲の止水対策および浸水対策設計）

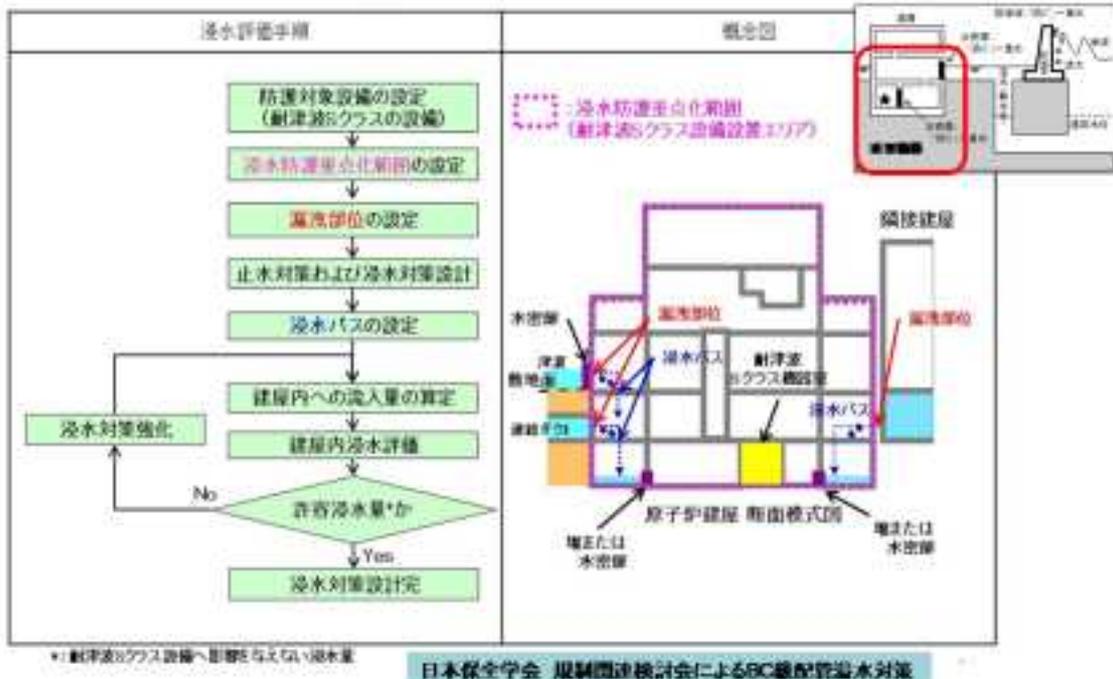


図 2.1.5-137 浸水評価手順と重要機器の浸水防護重点化

表 2.1.5-42 に内部溢水に関する従来と新規性基準の比較を示す。新規性基準の特徴は、従来の動的機器の単一故障の仮定から、大幅に異なるのはB、C級配管の全数破損である。このため、図 2.1.5-137 に示すように、浸水評価手順と重要機器の浸水防護重点化を行う。

耐震性評価方針に従い、以下の①～③の耐震性を合理的に評価

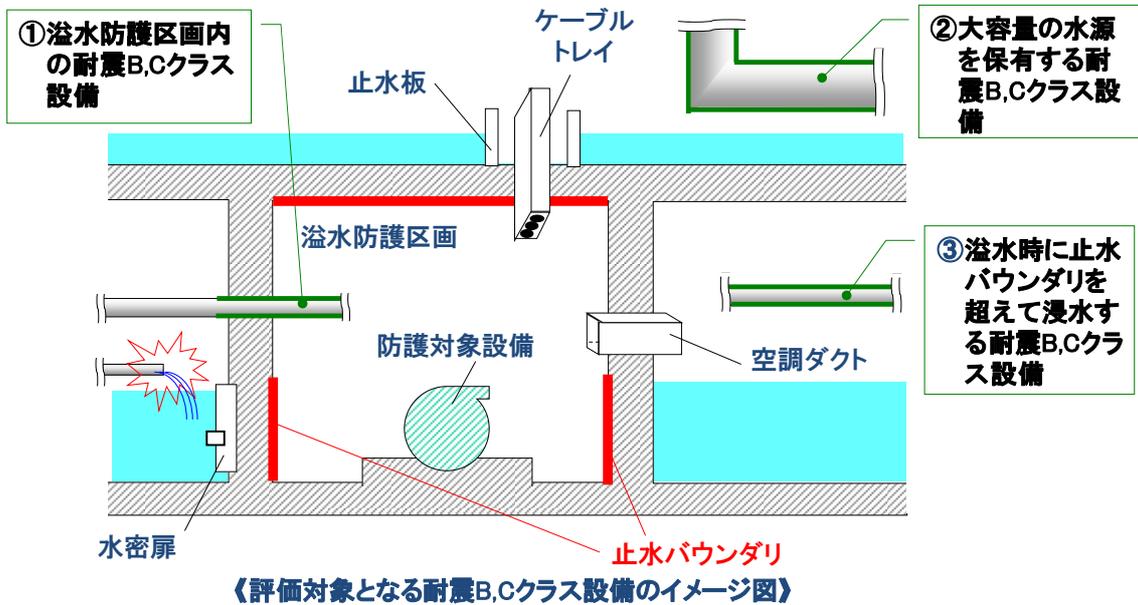


図 2.1.5-138 浸水防護重区画の設定とそれを実現すべき留意事項

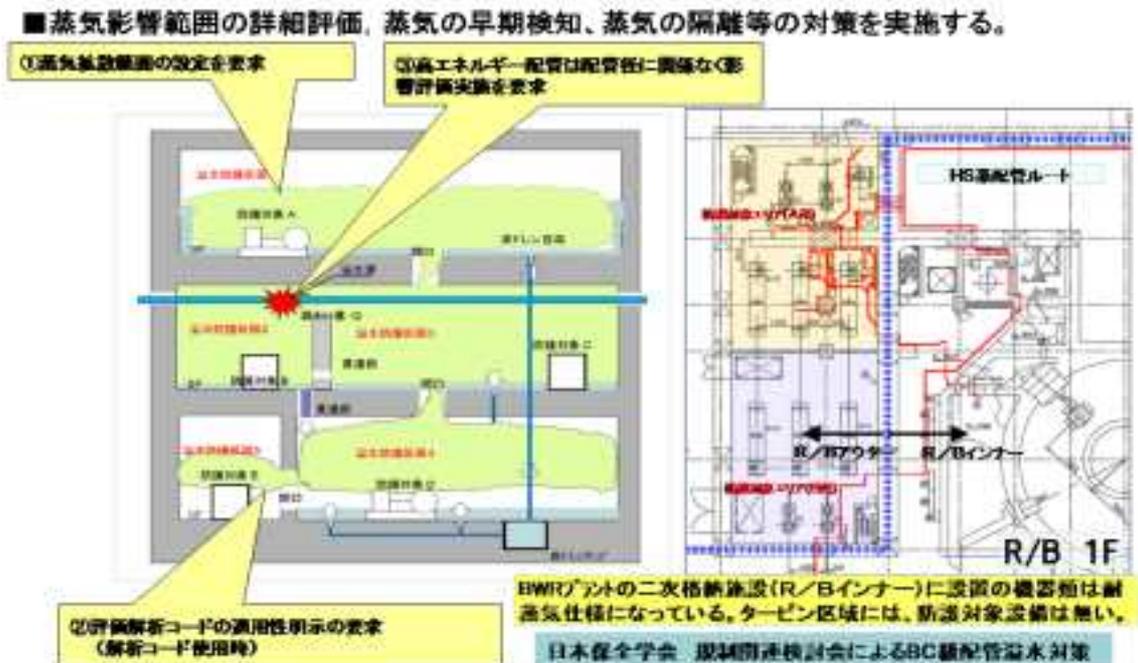


図 2.1.5-139 浸水防護重区画の設定とそれを実現すべき留意事項

浸水防護重区画の設定とそれを実現すべき留意事項を図 2.1.5-138 に示す。評価対象となる耐震 B、C 級配管のイメージを示すが、止水バウンダリで囲まれた溢水防護区画内の防護対象機器を内部溢水から守るが、これらの溢水防護区画は、津波による外部からの浸水防護区画として設置されたものを内部溢水対策としても利用する。ケーブルトレイや空調ダクトなどが盲点になりやすいが、これらを経由して水の浸水が無いように、空調ダンパーやケーブルダクトには止水板を設置する。図 2.1.5-139 に蒸気漏えいや蒸気の凝縮水の浸水防護重区画の設定とそれを実現すべき留意事項を示す。BWR プラントの二次格納施設（原子炉建屋インナー）に設置の機器は耐蒸気仕様になっているが、タービン区域には、防護対象設備は無い。原子炉建屋の最地下階には、浸水防護区画が多いが、図 2.1.5-140 に示すように漏洩検知器を設置し、早期に漏えいや内部溢水を検知して、配管上流のタンクの弁やポンプからの送水を速やかに停止する。

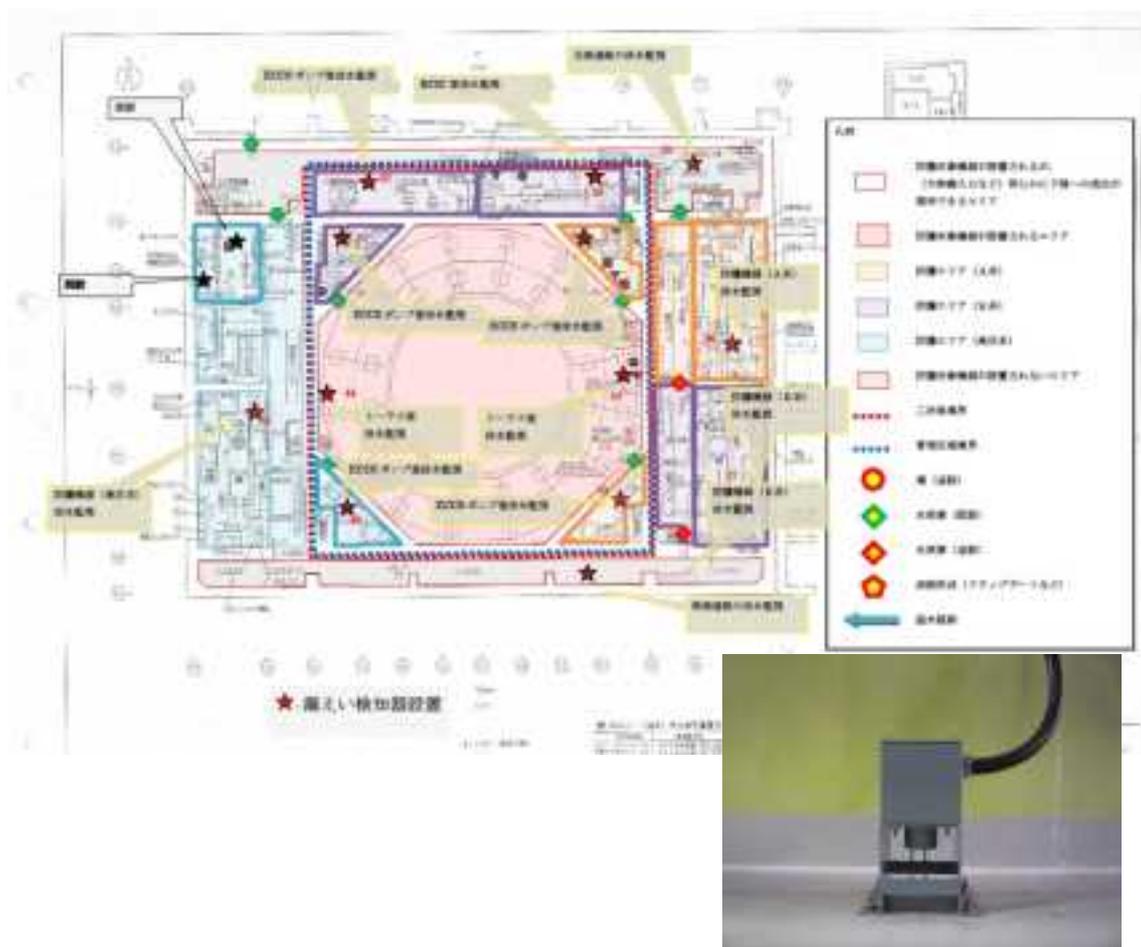


図 2.1.5-140 漏洩検知器の設置個所の例

図 2.1.5-141 に内部溢水を低減する諸対策を示す。溢水量低減のために配管を補強したり、漏洩検知器によって起動する排水設備を設置し、溢水の復旧対策（レジリアンス）も整備する。



図 2.1.5-141 溢水量低減のための配管補強や漏洩検知器によって起動する排水設備

(8)平成25年度の研究成果と今後の研究課題の整理

規制高度化の観点から新規制基準および40年経過時の高経年化対策抽出のため、トラブル・事故時の各種バウンダリからの漏洩評価法の体系化に必要な、以下の成果を目標に事業を推進した。また、システム安全の観点から高経年化に伴う漏洩評価手法の基準化を具体的研究対象とした検討を行い、その結果を踏まえ、国内実用原子力発電プラントの高経年化技術評価高度化事業のなかで、経年プラントの統合的な漏洩評価手法の体系化を推進した。

主な項目は以下の3つである。

- ① 各種配管損傷箇所からの蒸気漏洩評価法の体系化と LBB 概念規格化の基本案の策定（内部溢水対策）
- ② 配管フランジ、弁シート、弁棒グランド、ポンプのメカシール、グランドシールからの漏洩事象のモデル化（各種トラブル対策）
- ③ 過酷事故時の炉心底部の漏洩と格納容器の過温破損時のトップフランジ、ハッチのパッキンシオン、ペネトレーションの漏洩事象に関する文献調査と基礎実験による漏洩事象のモデル化（過酷事故対策）

本研究の進捗状況は、以下の通りである。

液滴衝撃エロージョンの LBB 解析手法の構築が H25 年度完了
ニューシアでの不適合事例調査の体系化→H25 年度完了

以下の4つについては、さらに、機器構造ベースで、検討を行う。

- ① 1次系の配管やフランジ締結部、継ぎ手からの漏洩
- ② 弁のシートやグランドからリーク、(MSIV、SRV、電動弁)
- ③ ポンプのメカシール、軸封部からの漏洩（事象が多数）
- ④ 格納容器のリークテスト（隔離弁からのリーク多い）

本研究の主な成果は、

- ・ 損傷配管からの漏洩量評価手法の構築→H26 年度に規格化開始
- ・ 水密扉からの漏洩評価手法については、JEAC 耐津波規格化を策定し、現在パブコメの最終段階にある。
- ・ BC 級配管の損傷による内部溢水→新規制基準適合審査への提案
- ・ 過酷事故時の各種バウンダリからの漏洩事象の抽出と体系化については、H25 年度にテルミット反応を用いて高温熔融試験を実施（格納容器下部の損傷による漏洩対策）

- 液滴衝撃エロージョンのLBB基準化
 - 新規制基準の内部溢水評価に活用
- ニューシアでの不適合事例調査の体系化
 - 新規制基準の機器からの内部溢水評価に活用
- 損傷配管からの漏洩量評価手法の構築
 - 新規制基準の内部溢水評価に活用
- 過酷事故時の各種バウンダリからの漏洩事象の抽出と体系化
 - (格納容器からの漏洩)

保全学会 規制関連検討会	・主査: 奈良林直 ・規制基準との整合性検討→規制委員会へ助言	深層防護の各帯 での漏洩流量評価
JSME 動力部門	・主査: 岡本孝司 ・海外規制との整合性検討→発電設備規格 ・主査: 奈良林 フィルターベントWG→機械学会	
JEAC 耐津波規格委員会	・主査: 吉村、副主査: 奈良林 ・水密扉の漏洩量評価規格→規制が導入	

図 2.1.5-142 漏洩評価の基準化研究の成果と本研究の関連の学協会活動

本研究の平成26年度以降に実施を予定している技術課題を整理した。特に、図 2.1.5-143 に示すように、汚染水の格納容器底部からの漏えい経路の究明が今後実施必要と思われる。このためには、今年度実施した、テルミット反応を用いた炉心溶融物模擬物質によるコア・コンクリート反応実験や炉内インコアモニタ (TIP)の導管の炉心部分の溶融または高温座屈損傷による炉内の汚染蒸気の格納容器外への漏えいなども、より詳細に調べる必要がある。

■汚染水の格納容器底部からの漏えい経路の究明を今後実施要

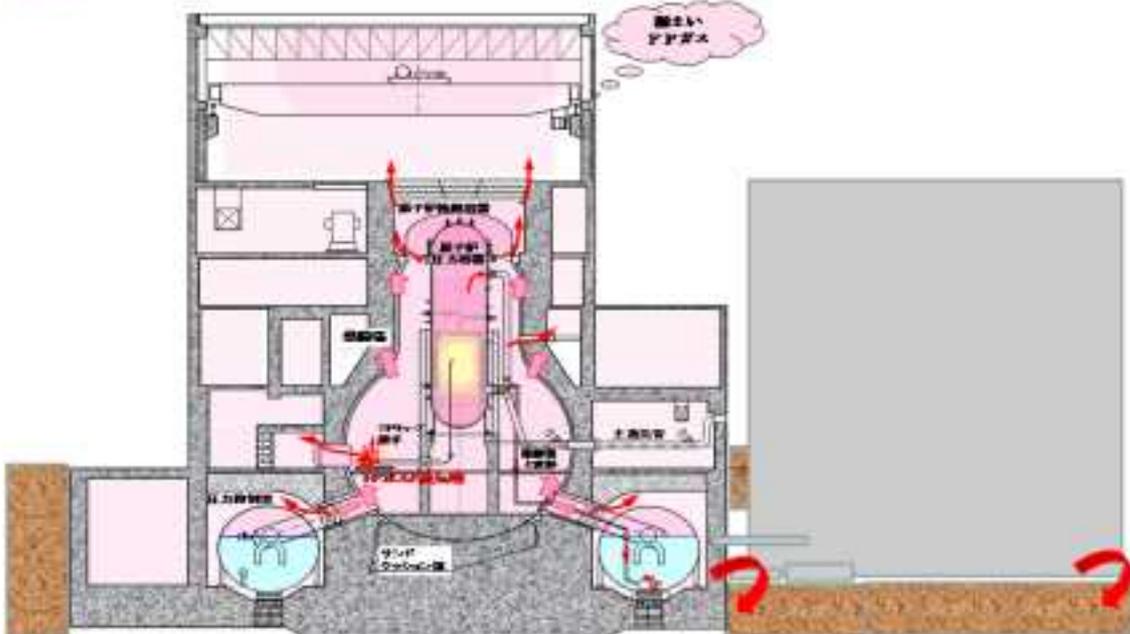


図 2.1.5-143 格納容器の想定漏えい箇所

液滴衝撃エロージョンなどの微少漏洩の評価手法を確立し、福島第一1号機の格納容器内配管の微少漏洩評価に適用した。また、新規制基準の格納容器外の内部溢水評価に活用し、内部溢水想定箇所の抽出と対策策定の方針を示した。さらに、ニューシアでの不適合事例調査の体系化により、新規制基準の機器からの内部溢水評価に活用した。過酷事故時の各種バウンダリからの漏洩事象の抽出については、高温溶融物による MCCI 反応対策試験をレジリアンス対策として実施した。(格納容器からの漏洩)

液滴衝撃エロージョンなどの微少漏洩の評価手法を確立し、福島第一1号機の格納容器内配管の大きな損傷が無いことを確認した(保全学会論文)。また、内部溢水想定箇所の抽出と対策策定の方針について、保全学会規制関連検討会にて資料にまとめ、規制委員会・規制庁に提案した。現在、新規制基準の適合審査対応対策に活用されるに至った。耐津波規格については、水密ドア等の漏洩流量評価手法等も含め、パブコメ段階に入った。

安全評価指標の策定を目的としてその手法を提案した。システム安全に対する保全の効果を実証的に取り込んだ手法を提案することができ、またその手法の各プロセスについても具体的かつ実現可能な提案をすることができた。表 2.1.5-43 に本研究の工程表を、表 2.1.5-44 に本研究の実施体制を示す。

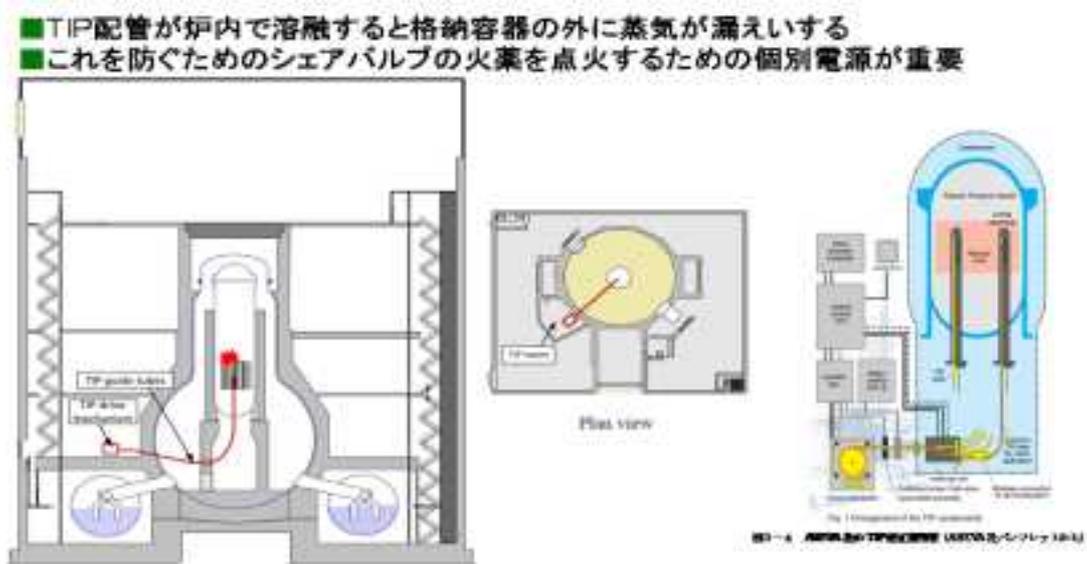


Figure 4-7 Potential containment bypass transport pathway through open TIP guide tubes

図 1-8 原子炉建屋をバイパスした可能性のある TIP 導管の漏えい経路
ONUREG/CE-1130「原子炉建屋耐震設計プロジェクト」第一分冊：Fusck Bethan 編、2012年1月

図 2.1.5-144 原子炉建屋をバイパスした可能性のある TIP の導管とその経路

TYPICAL WESTINGHOUSE INCORE NEUTRON MONITORING SYSTEM

(参考情報: 米国の運転経験)

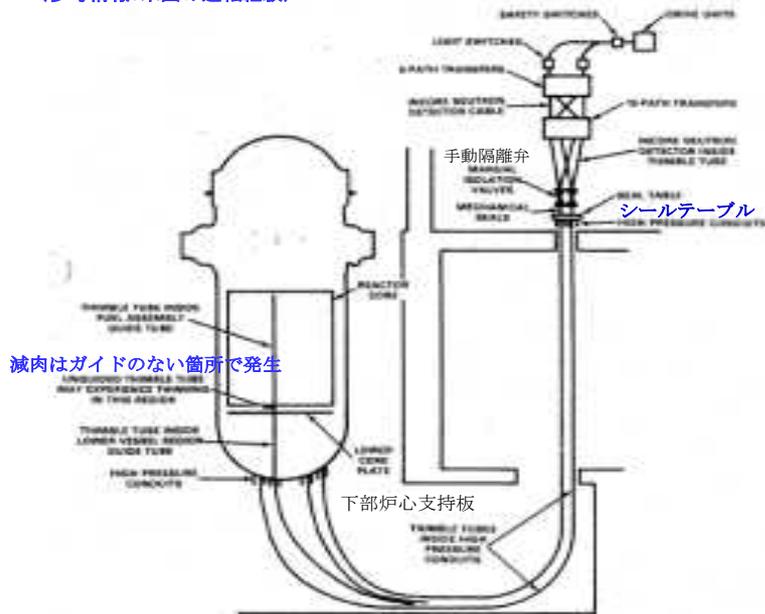
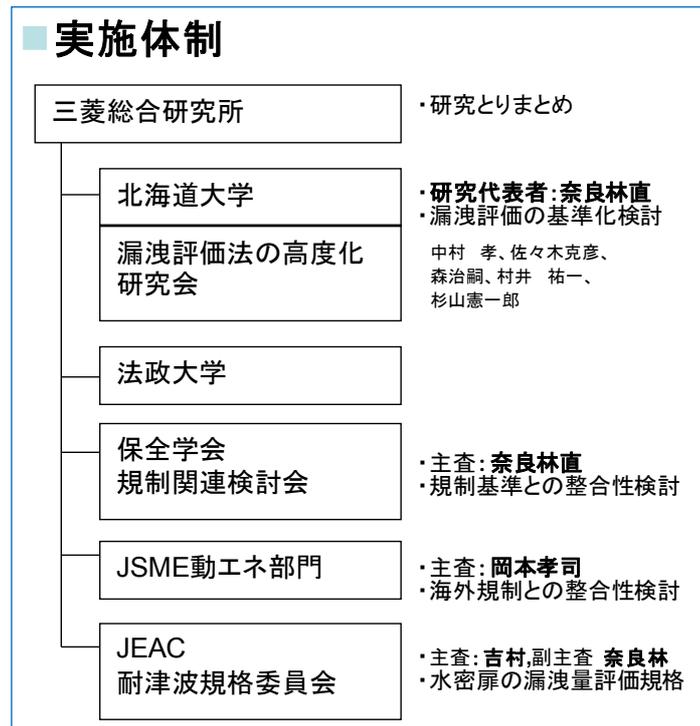


図 2.1.5-145 炉心溶融に伴う原子炉圧力バウンダリ漏えいの可能性

表 2.1.5-43 本研究の工程表

作業項目	平成25年度										スケジュールが適切 に実行できる根拠・ 工夫・経験等
	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月		
①-1各種配管損傷箇所からの蒸気漏洩評価法の体系化			NUCIA文献調査のまとめ			TRACコードによる漏洩解析					平成24年度からの継続で、TRAC解析の実績あり。荻原先生のグループと連携する
①-2LBB概念規格化の基本案の策定(内部漏えい)		微小漏洩の実験	TRACコードによる漏洩解析			規格化の基本案の策定					
②-1配管フランジ、弁シート、弁棒グランドからの漏洩事象のモデル化				TRACコードによる漏洩解析						NUCIAの調査結果あり	
②-2ポンプのメカシール、グランドシールからの漏洩事象のモデル化				TRACコードによる漏洩解析						NUCIAの調査結果あり	
③-1過酷事故時の炉心底部の漏洩に関する文献調査と基礎実験による漏洩事象のモデル化			シビアアクシデント文献調査			高温溶融実験					過去に多くの研究があり、杉山憲一郎名誉教授の指導を受ける 森下先生グループと連携する
③-2格納容器の過温破壊時の漏洩事象に関する文献調査(過酷事故対策)				トップフランジ、ハッチのパッキンシオン、ペネトレーション						福島第1原子力発電所の事故報告書の分析を行っている	
マイルストーン	△					△		△			研究会で進捗や課題を確認する。

表 2.1.5-44 本研究の実施体制



参考文献

- [1] А. Ф. Милованов, В. В. Соломонов, З. М. Ларионова 著、青柳征夫訳 (2013) 『チェルノブイリ原子力発電所事故—コンクリート構造物に及ぼした影響—』 技報堂出版.
- [2] Francois Bouteille, Garo Azarian, Dietmar Bittermann, Joerg Brauns, Juergen Eyink. (2006). The EPR overall approach for severe accident mitigation Nuclear Engineering and Design 236, 1464-1470.
- [3] TOSHIBA (2010) 『東芝レビュー ABWR の国内外への展望』 Vol165 No.12. pp.13-17.
- [4] Yu. A. Zvonarev, D. F. Tsurikov, V. L. Kobzar, A. M. Volchek, N. P. Kiseleva, V. F. Strizhov, A. S. Filippov, and E. V. Moiseenko (2009). Numerical Analysis of Core Catcher Efficiency for VVER_1200. Physics of Atomic Nuclei, 2011, Vol. 74, No. 13, pp. 1845-1853.
- [5] 日本機械学会 (2005) 『JSME テキストシリーズ 伝熱工学』 日本機械学会.
- [6] 日本機械学会 (2008) 『JSME テキストシリーズ 演習 熱工学』 日本機械学会.
- [7] 一色尚次・北山直方 (1984) 『最新機械工学シリーズ 7 伝熱工学』 森北出版.

2.2 機器の機能劣化に基づくシステム安全評価に関する調査研究

2.2.1 コンクリート建屋・システム安全

(1) 検討の概要

本事業で実施する各種劣化因子が作用したコンクリート構造物の長期耐久性評価に係る安全基盤研究と並行して、コンクリートの強度劣化がプラントのシステム安全上に及ぼす影響を定量的に評価するための評価手法を導出し、評価ツールを整備していくための検討会合として、平成 24 年度からコンクリート建屋・システム安全検討会を設置している。

平成 25 年度は、システム安全評価の一部としての評価方法及び地盤・建屋・設備を一体として取り扱った解析法の検討を行い、モニタリング技術および実測値のフィードバック方法も検討した。さらに、平成 24 年度に策定したロードマップを見直し、今後のブラッシュアップの方向性を確認した。

本テーマで取り扱った検討項目は、原子力プラントの安全上の主要機器を構造的に支持するコンクリート構造物の強度劣化が、プラントシステム全体の安全に及ぼす影響評価を行う上での検討の始点となるものであると考える。

(2) コンクリート建屋・システム安全検討会

1) 検討会の目的

平成 25 年度の検討目的は、昨年度からの継続として以下のとおり設定した。

- ・ コンクリート構造物単体の長期性能評価手法の整備
- ・ 施設全体の長期性能評価手法の整備（冗長性評価）
- ・ コンクリート建屋も含めたシステム安全評価

2) 平成 25 年度検討内容

平成 24 年度に策定したロードマップ検討の中から顕在化した検討課題を今年度の検討課題として設定した。昨年度に策定したロードマップのブラッシュアップも検討課題に含まれる。

- ・ システム安全評価の一部としての評価方法の検討【課題 1】
- ・ 地盤・建屋・設備一体とした終局迄の解析法の検討【課題 2】
- ・ モニタリング技術および実測値のフィードバック方法の検討【課題 3】
- ・ ロードマップのブラッシュアップ【課題 4】

3) 検討メンバー

建築、土木、コンクリート材料について専門的知見を有する専門家から構成される昨年度からの継続メンバーに加え、学会関係との連携の観点から首都大学東京の北山教授を、システム安全研究との連携の観点から、大阪大学の高田准教授に新たにご参画いただいた。

平成 25 年度の全検討メンバーは以下のとおり（敬称略）。

主査 楠 浩一（横浜国大 准教授）
委員 北山和弘（首都大学東京 教授）
委員 岸本一蔵（近畿大学 教授）
委員 前田匡樹（東北大学 教授）
委員 丸山一平（名古屋大 准教授）
委員 糸井達哉（東京大学 准教授）
委員 長井宏平（東京大学 准教授）
委員 日比野陽（広島大学 准教授）
委員 高田 孝（大阪大学 准教授）

4) 検討スケジュール

平成 25 年度は、コンクリート建屋・システム安全検討会を 5 回開催し、課題検討を行った。開催日時と主な議題を以下に示す。

第 1 回	平成 25 年 8 月 7 日	今年度検討会の内容
第 2 回	平成 25 年 9 月 25 日	廃炉のプロセス
第 3 回	平成 25 年 10 月 31 日	一体解析の現状
第 4 回	平成 25 年 12 月 27 日	必要検討課題の整理
第 5 回	平成 26 年 2 月 13 日	全体とりまとめ

(3) 課題の検討

1) システム安全全体への融合【課題 1】

(a) 目的

- ・ 設備器機などのシステム安全評価に建屋の評価を融合させる。
 - システム安全に関する研究者の参加
- ・ 深層防護のレベルと建物損傷の対応の整理。
 - 建物の応答とそれに応じた損傷の検討（クライテリアの検討）
 - 地盤・建物・設備器機全体の解析的検討が必要
- ・ 廃炉に関するプロセスも考慮する。

(b) 目標

平成 25 年度は、検討課題の洗い出しを目標として設定した。

(c) 成果

日本建築学会の指針に基づき、構造物に要求される性能と長期的な健全性評価における

評価基準を整理した。結果を表 2.2.1-1 と表 2.2.1-2 にそれぞれ示す。

表 2.2.1-1 構造物に要求される性能

影響する性能		評価区分と評価基準		
構造安全性		構造安全性に影響を与えるひび割れがない	—	構造安全性に影響を与えるひび割れがある
		ひび割れ幅が 0.3mm 未満 (屋外) 0.4mm 未満 (屋内)	ひび割れ幅が 0.3mm~0.8mm (屋外) 0.4mm~1.0mm (屋内)	ひび割れ幅が 0.8mm 以上 (屋外) 1.0mm 以上 (屋内)
使用性	水密	塗膜にひび割れがない*1	—	塗膜にひび割れがある*1
		ひび割れ幅が 0.05mm 以下*2	ひび割れ幅が 0.05~0.2mm*2	ひび割れ幅が 0.2mm 以上*2
遮蔽性		使用性の評価区分に準じる		

*1 塗膜で使用性（水密）を評価する場合

*2 コンクリートで使用性（水密）を評価する場合

表 2.2.1-2 長期的な健全性評価における評価基準

劣化要因	評価項目	評価基準
熱 (構造安全性)	コンクリート表面温度	一般部分については 65℃、局部（配管貫通部など）については 90℃を超えないこと
放射線照射	放射線照射量	使用期間中における放射線照射量が、中性子による場合は $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 、ガンマ線による場合は、 $2 \times 10^5 \text{kGy}$ 、を超えないこと
中性化	中性化深さ	中性化深さが鉄筋の腐食が始まる位置まで進行していないこと (根拠となる資料がない場合、屋外：中性化深さがかぶり厚さ以上となった状態、屋内：中性化深さがかぶり厚さに 20mm を加えた値以上となった状態)
塩分浸透	腐食量	鉄筋の腐食量が、ひび割れを発生させる腐食量に至っていないこと (根拠となる資料がない場合には 10mg/cm^2 とする)
	塩化物イオン量	鉄筋位置における塩化物イオン量が、鉄筋腐食を発生させる塩化物イオン量に至っていないこと (根拠となる資料がない場合には 1.2kg/m^3 (全塩化物イオン量) とする)
アル骨反応 機械振動	ひび割れ	構造安全性に影響を与えるひび割れの有無 構造安全性に影響を与えるひび割れの有無
熱 (遮蔽性)	内部最高温度	中性子による場合は 88℃、ガンマ線による場合は 177℃を超えないこと
	周辺環境温度	中性子による場合は 71℃、ガンマ線による場合は 149℃を超えないこと

上記はコンクリート構造物の要求性能と評価基準である。これを原子力プラントのシステム安全に融合させ、高経年化技術評価を高度化させることを本研究の検討課題として位

置づけている。原子力プラントのシステム安全に関して、深層防護の考え方を図 2.2.1-1 に示すが、平成 25 年度は、構造物の損傷状態と深層防護との関係性の整理に取り組んだ。

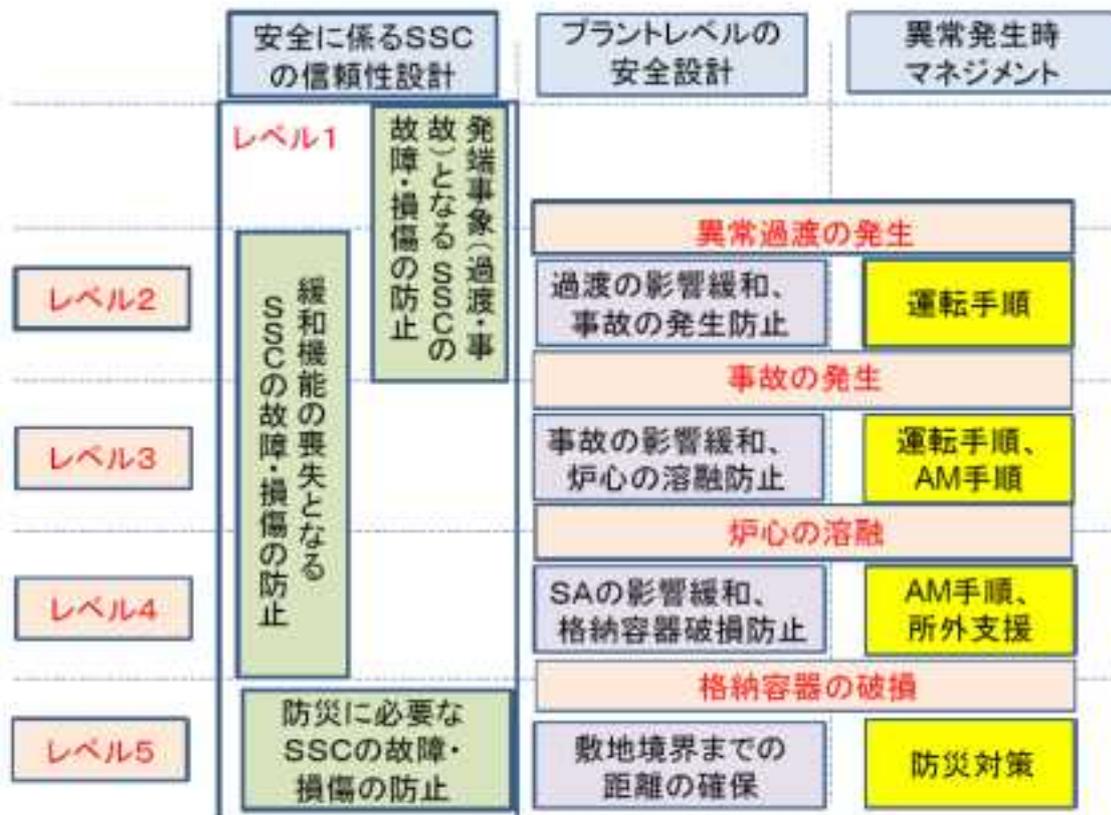


図 2.2.1-1 深層防護の考え方¹

システム安全との融合を目的に、靱性破壊における構造部材の壊れ方と深層防護との関係を検討した。構造部材の破壊に係る概念図を図 2.2.1-2 に示すとともに、検討結果としての深層防護と構造物の損傷との関係を表 2.2.1-3 に示す。図 2.2.1-2 と表 2.2.1-3 の A～G はそれぞれ対応している。なお、表 2.2.1-3 は、現時点での検討結果であり、将来的には、材料や部材の実験結果を反映させることを予定している。

¹ 阿部(2013): <http://www.aesj.or.jp/~safety/>

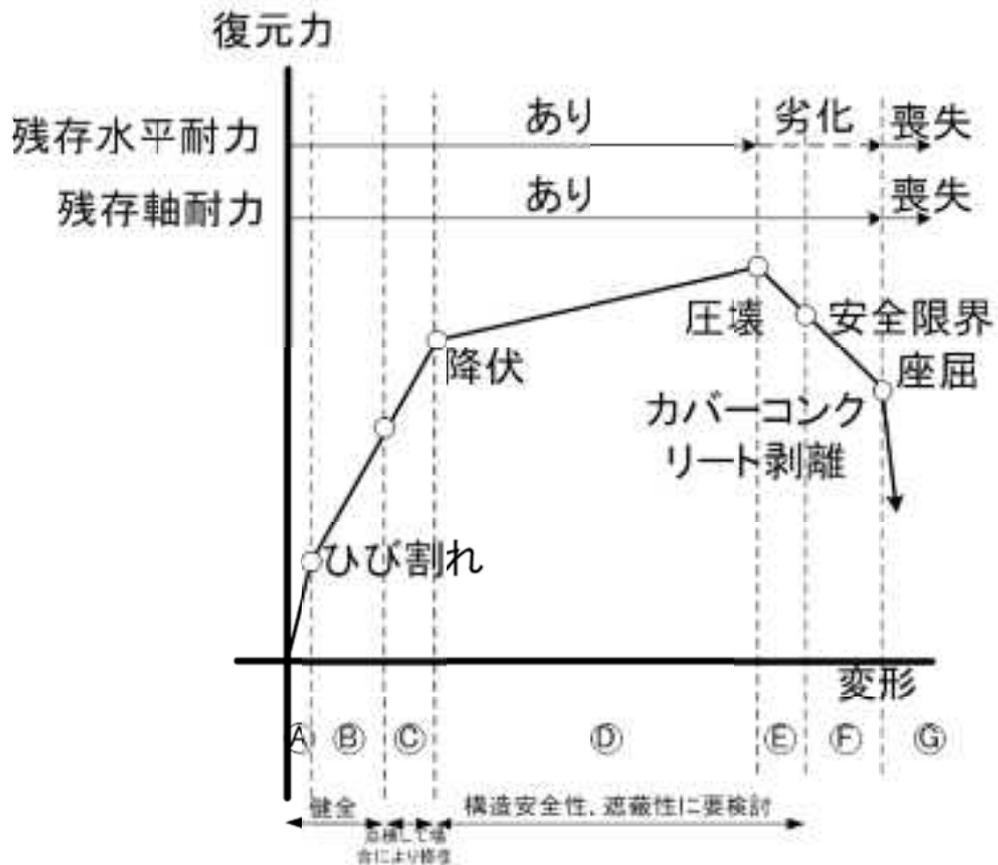


図 2.2.1-2 構造部材の壊れ方：靱性破壊

表 2.2.1-3 深層防護と構造物の損傷の関係

	防護レベル	目的	目的達成に不可欠な手段	関連するプラント状態	原子炉建屋に要求される機能	評価部位	部位に要求される状態
設計基準内	レベル1	異常運転や故障の防止	保守的設計および建設・運転における高い品質	通常運転	支持機能 遮へい機能 負圧維持 濃度防止	全部材	A~B
	レベル2	異常運転の制御および故障の検知	制御、制限および防護系、並びに他のサーベイランス特性	通常時の異常な過渡変化	支持機能 負圧維持 波及影響防止 濃度防止 修復性	全部材	A~B
	レベル3	設計基準内への事故の制御	工学的安全施設および事故時手段	設計標準事故（想定単一起因事象）	支持機能 負圧維持 波及影響防止 濃度防止 修復性	安全系を有する範囲の全部材	A~C
設計基準外	レベル4	事故の進展防止およびシビアアクシデントの影響緩和を含む、過酷なプラント状況の制御	補充的手段および格納容器の防護を含めたアクシデントマネジメント	多重故障 シビアアクシデント	支持機能 放射性物質放出抑制	鉛直支持材 隔壁	C~D
緊急時計画	レベル5	放射性物質の大規模な放出による放射線影響の緩和	サイト外の緊急時対応	防災 保護防止	支持機能？	鉛直支持材	C~E

2) 地盤・建屋・設備の一体解析技術の検討【課題 2】

(a) 目的

- ・ コンクリート建屋が終局状態に至るまでの解析が必要（静的解析・動的解析）
- ・ 損傷部位を精確に想定・追跡する必要がある。
 - 建屋のみならず，地盤や設備も一体とする
- ・ 評価のためのクライテリアの検討
 - 損傷と応答の関係
- ・ 損傷が生じやすい部位を特定する。
 - 重点的な保守・調査・モニタリング位置の特定

(b) 目標

平成 25 年度は、検討課題の洗い出しを目標として設定した。

(c) 成果

現状把握と課題抽出を行った。

長期的な建屋の構造性能評価のためには、数値解析と構成モデルの高度化が必要であるが、具体的には、次に示す課題の評価が必要である。

- ・ 放射線による劣化
- ・ 錆による劣化
- ・ 損傷や時間依存変形による劣化
- ・ 火災による劣化

また、数値解析手法としては、有限要素法（FEM）が有力ではあるが、構成モデルとしては、現象により精度が異なるのが現状である。複合劣化を検証できる実データは極めて少ない。よって、モデルの精緻化を目指すのではなく、目的に合った精度の検討が必要である。

一方で、技術レベルの向上により、地盤・建屋・設備機器の一体解析に必要な数億自由度といった大規模数値解析が可能な環境が整いつつある。

本項目のまとめとして、FEM による精緻な性能評価への課題を以下のとおりとした。

- ・ インターフェイス
 - それぞれの境界面の適切な構成モデルの検討が必要
- ・ 解析要素サイズの違いと、どこまでモデル化をするか
 - 数メートル要素（地盤）～数ミリメートル要素（機器）の取り扱い
- ・ 非線形数値解析の解の精度の検証
 - 全体挙動と局所挙動が混在するなかでの解析解の解釈

- ・ モニタリングデータの比較
 - 数値解析と比較するのに適切な実計測データの抽出

3) モニタリング技術および実測値のフィードバック方法の検討【課題3】

(a) 目的

- ・ 建屋の実性能には尤度がある
 - 観測や調査により、実際の性能を検討する
- ・ 経験した外力に対する安全性を判断
- ・ 計測値により解析パラメータを修正
 - より大きな入力に対するより精確な性能評価
- ・ 予測される初期損傷発生箇所や重要部位を重点的にモニタリン。
- ・ 実応答データの蓄積

(b) 目標

平成 25 年度は、文献調査とコアサンプリング法の整理実施を目標として設定した。

(c) 成果

a) 原子力発電施設でのモニタリングに関する検討の進捗

日本建築学会大会の学術講演梗概集に収められた文献のうち、原子力プラントにおけるモニタリング関連の文献を収集した。以下に、その文献名、著者名と概要を示す。

【2008～2009 年度】

[1] 地震観測記録に基づく女川発電所原子炉建屋のシステム同定

著者：尾形芳博（東北電力）・広谷浄・栗田哲・西村忠典

概要：2008 年 7 月 24 日岩手沿岸北部の地震による観測記録を用いて、女川原子力発電所 1 号機原子炉建屋のシステム同定を行い、コンクリートのヤング係数と減衰定数の最適化を行った。

[2] 応答のばらつきを考慮した原子炉建屋の耐震安全性評価(その 2)せん断ひずみの許容限界に関する考察

著者：吉田伸一（大林組）・土屋義正・赤瀬竜也・今塚善勝

概要：物性値のばらつきに起因する建屋応答のばらつきを定量的に評価し、せん断ひずみを指標とする耐震安全性に与える影響について検討した。その結果、設計モデルによる応答評価において、最大応答せん断ひずみを許容限界 (2.0×10^{-3}) 以下に収めていれば、物性値のばらつきを考慮した場合でも、耐震壁が損傷する可能性は極めて小さいことを確認した。

[3] 機器基礎定着部の動的荷重に対する健全性評価試験 その8 定着部耐力の評価

著者：中西啓二（清水建設）・小柳貴之・折田修一・大島宣昭・木内和弘・下戸芳寛

概要：加振試験結果及び静的試験結果を比較分析し、動的載荷と静的載荷の耐力の比較、及び基礎ボルトの埋め込み深さと耐力に関する寸法効果について報告している

[4]新潟県中越沖地震の観測記録に基づく鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)試験体の耐震裕度

著者：平間敏彦（清水建設）・瀧口克己

概要：RCCV の試験体を多度津の大型振動台で破壊に至るまで加振。新潟県中越沖地震で、地震波は柏崎刈羽原子力発電所の7号機原子炉建屋の基礎版上で観測された強震。耐震裕度を評価した。

[5] 鋼板コンクリート耐震壁の遮へい性能に関する研究 その2 ひび割れの分析と遮へい性能評価用モデル

著者：丸田誠（小堀鐸二研究所）・久保田淳・丹羽信之・紺谷修・棟方善成・熊谷高博

概要：鋼板コンクリート壁の実験結果より把握したひび割れ性状に基づいて、遮へい計算用のひび割れモデルを構築した。

【2010～2011 年度】

[6] 機器基礎定着部の動的荷重に対する健全性評価試験 その9 AE計測を用いた内部ひび割れ発生の検出と位置標定

著者：戸芳寛 小柳貴之 折田修一 大島宣昭 木内和弘 中西啓二

概要：AE計測法を用いて内部ひび割れ発生と位置の検出

[7] ARXモデルによる地震時の建屋剛性の経時的変化に関する検討

著者：尾形芳博 熊谷周治 井上範夫 野澤貴

概要：地震動の継続時間中の建屋の振動特性の変化

[8] ARXモデルによる地震時の建屋剛性の経時的変化に関する検討

著者：尾形芳博 広谷浄 相沢直之 井上範夫 野澤貴

概要：地震動の継続時間中の建屋の振動特性の変化

[9] 鋼線を用いた層間変位計測システムの提案 その3：実構造物による検討

著者：菅原裕太 尾形芳博 伊澤忠明 黒澤到 藤田豊 井上範夫

概要：建物の耐震要素に対角方向に張り渡した鋼線を用いた層間変位計測システム

[10] 鋼線を用いた層間変位計測システムの提案 その4：質点系モデル解析による検討

著者：菅原裕太 尾形芳博 大竹宏 黒澤到 藤田豊 井上範夫

概要：建物の耐震要素に対角方向に張り渡した鋼線を用いた層間変位計測システム

【2012～2013 年度】

[11] 層間変位計測システムによる東北地方太平洋沖地震における原子力発電所建屋の応答評価

著者：尾形芳博、鶴飼和也、荒木健史、黒澤到

概要：女川原子力発電所で実測された変位記録の検討

[12] 鋼板コンクリート構造物の内部コンクリートの弾性波伝播速度推定

著者：高橋容之、中川進一郎、梅木芳人、島本龍、紺谷修、澤田祥平

概要：試験体を用いたコンクリートの弾性波伝播速度推定に関する基礎実験

[13] 衝撃弾性波法による部材背面の劣化モニタリングに関する検討（その1）試験計画および試験体作成結果

著者：中川進一郎、梅木芳人、島本龍、前中敏伸、市原義孝、岩野聡史

概要：試験体を用いたコンクリート劣化モニタリングの実験概要

[14] 衝撃弾性波法による部材背面の劣化モニタリングに関する検討（その2）試験結果および適用性の検討

著者：前中敏伸、中川進一郎、梅木芳人、島本龍、市原義孝、岩野聡史

概要：試験体を用いたコンクリート劣化モニタリングの実験結果

[15] 原子力発電所施設におけるひび割れ発生傾向の検討

著者：前中敏伸、菊池利喜郎、田中幸一郎、三好徹志

概要：柏崎刈羽原子力発電所5号機原子炉建屋に発生しているひび割れに関する実測調査

さらに、実際の原子力プラントにおける地震観測データについても調査するために、日本地震工学会による原子力発電施設での強震記録を入手し、原子力プラントの加速度計設地点の確認とモニタリング技術の可能性を検討した。

b) コアサンプリングによるコンクリート強度・劣化度評価

コンクリート建屋の性能を精査する上で、コンクリート強度や劣化度をコアサンプリングによって推定する必要がある。本検討会では、コアサンプリングにおいて、次のような

課題提起をした。

- ・ 検査結果と構造性能との関係性評価
 - 推定強度と部材・構造性能
 - 推定劣化度と部材・構造性能
- ・ 検査結果と機器応答との関係性評価

コアサンプリングを原子力施設への適用するにあたっては、以下に示す具体の課題を検討する必要があること提言した。

- ・ コアの採取方法
 - 採取個所
 - 採取本数
 - コア寸法などの諸条件
- ・ コンクリート強度の推定方法
 - 試験方法
 - 強度の制限値
 - 適用限界
 - 設計図書との関連性
- ・ 中性化試験方法
 - 中性化深さ
- ・ 劣化度の推定方法
- ・ 廃止した実機での検証

なお、各機関から発行されているコアサンプリングに係るガイドラインを調査しておくことも重要であろう。本検討会では、一般建築物のコアサンプリング検査に係る現状を、耐震診断基準、東京都、建築研究振興協会、PC工学協会からのガイドラインを基に調査した。以下に整理成果を示す。

- ・ なるべく主要構造部材から、各階3本以上とる。
- ・ ただし、常時荷重を受けている場所からは抜かないのが基本
 - 長期応力が作用しているため、抜くと断面の応力が増加
 - 柱・梁からは原則は抜かない
- ・ 通常は、階段室周りや腰壁などの雑壁から採取
- ・ プレストレストコンクリート工学協会のコンクリート診断士資格講習会では、プレストレストコンクリートからはコア抜きはせず、設計規準強度を用いて耐震診断を実施する
 - プレストレストコンクリート構造物では、特にコンクリートの管理に配慮し

ているため

- 常時圧縮応力が作用しているため、コア抜きは危険

4) ロードマップのブラッシュアップ【課題4】

(a) 目的

平成24年度にコンクリート建屋・システム安全に関するロードマップを作成したものの、その当時のメンバー構成から、検討の視点が建築・土木構造のみに偏っていた。昨年度のロードマップの要点を抜粋した簡略版を図2.2.1-3に示す。平成25年度は、システム安全評価の視点の取り込みに着目し、検討を実施した。

番号	大項目	中項目	細項目	細々項目 【記載省略】	研究実施により精緻化(高度化)される部分				達成予測年数			
					実態想定者 【検討中】	従来の高経年 化評価の拡張	決定論的安全 評価	精度評価	リスク評価	5年以下	10年以下	長期
A	論安全	劣化と外乱を考慮した原子力施設の安全論理	外乱に対する論理									
B	構造物評価	一つの構造物の性能評価	設備機器との取り合い									
			構造体性能評価									
		構造物群としての性能評価	評価手法									
			評価結果									
		実構造物のフィードバック	モニタリング									
			損傷調査 劣化調査									
C	荷重評価	個別荷重	地震動									
			断層変位									
			津波									
			斜面崩壊									
			火災									
			シビアアクシデント									
			飛来物									
			荷重の複合									
		荷重の組み合わせ										
		解析手法										
D	損傷現・劣化解析を方法の考慮の強のための	放射線による劣化を考慮した解析	構成則									
			解析手法									
		錆による劣化を考慮した解析	構成則									
			解析手法									
		損傷を考慮した解析	構成則									
			解析手法									
		火災を考慮した解析	構成則									
			解析手法									
		構成則の統合	構成則									
			解析手法									

図2.2.1-3 平成24年度のコンクリート建屋・システム安全ロードマップ(簡略版)

(b) 目標

課題1とも連携し、システム安全評価に組み込むことを前提に、ロードマップを修正し、より詳細化することを目標とする。

(c) 成果

ブラッシュアップの方針を検討した。その方針とは、検査方法に影響が大きい部分の優先度を上げるなど、時系列的な概念を付与すべきというものである。

今年度の活動成果として、ブラッシュアップの方針の決定に留まったものの、システム安全からの観点をマップ見直し検討に取り込むことができた。

(4) まとめ

平成 25 年度は以下に示す 4 つの具体的な課題を設定し、検討を実施した。

- ・ システム安全評価への融合【課題 1】
- ・ 地盤・建屋・設備器機の一体解析【課題 2】
- ・ モニタリング、調査の方法とフィードバック【課題 3】
- ・ ロードマップのブラッシュアップ【課題 4】

課題 1 については、コンクリート構造物の損傷評価とシステム安全評価との融合を目標に、構造物の損傷と深層防護の概念とをすり合わせた。課題 2 の地盤・建屋・設備を一体として取り扱った解析法検討については、一体解析の可能性の考え方を整理した。課題 3 のモニタリング技術および実測値のフィードバック方法についても検討を行い、各種文献調査を実施したほか、既存のコアサンプリング手法を整理した。さらに、課題 4 として平成 24 年度に策定したロードマップのブラッシュアップ方法を検討した結果、評価シナリオを想定して、時系列で開発のプライオリティを整理するという方針を得た。

来年度以降は、今年度の検討結果をふまえ、既存コンクリート建屋の維持管理・性能評価方法への反映の方向性を検討する予定である。

2.2.2 ケーブル・システム安全

(1) はじめに

高経年化技術評価ではこれまで、電気・計装品機器毎の代表型式にて型式試験結果に基づき、耐環境性能(EQ)評価を実施している。EQ 評価では、設置ルートと実機環境の特定、性能寿命の把握・管理が重要である。

国際的な知見として SCAP、ISaG、IAEA/CRP 等の成果取込みとともに、電気・計装システムの機能劣化が、原子力プラントのシステム安全に及ぼす影響評価を行う上で、重要度の把握、課題抽出と今後の研究の方向性を明確化することが必要である。

以上に基づく本研究の成果は、EQ 評価の高度化に基づく、電気計装品経年劣化評価に関するガイドラインの規格化に資するものである。

本テーマの最終的な成果目標を次とおり掲げた。

- ・ システム安全重要度の観点から電気・計装品の EQ 検証等の重点化すべき高度化研究
- ・ ケーブル・システム安全技術戦略マップの策定
- ・ 国際機関を含む研究推進体制の提案

(2) 実施概要

1) 平成 24 年度の成果概要

平成 25 年度の事業遂行は、平成 24 年度の成果内容に基づいたものである。昨年度の成果概要の要点を以下にまとめた。

- ・ ケーブルの EQ 評価の管理活動が、システム安全のアプローチのどこに当て嵌まるのかの整理
 - 「設計基準事象下でもケーブルの機能を維持する」という点で、深層防護の「第三層」までを対象とする
 - 設計基準を超えてどこまで機能を維持できるか、あるいは、機能喪失確率はどうに変化するのか、という観点での整理の可能性も検討
- ・ ケーブルの重要度検討のための視点
 - ケーブルの機能喪失時の影響は、接続機器の機能喪失影響
 - ケーブルが同時に影響を受けるような「共通した環境」の考え方を整理し、同時影響を受ける場合の影響と、重要度として考慮する方法
 - ハザードを伝達することにより、接続機器の機能を破壊する影響、複数の機能/サブ機能のバウンダリを超える影響を考慮する方法

ただし、アクシデントマネジメントにおける、特に計装系（ケーブル）の考え方の未整理が課題として残った。

平成 24 年度の成果として明確となった、ケーブルの管理活動とシステム安全からの問題意識を図 2.2.2-1 に示す。

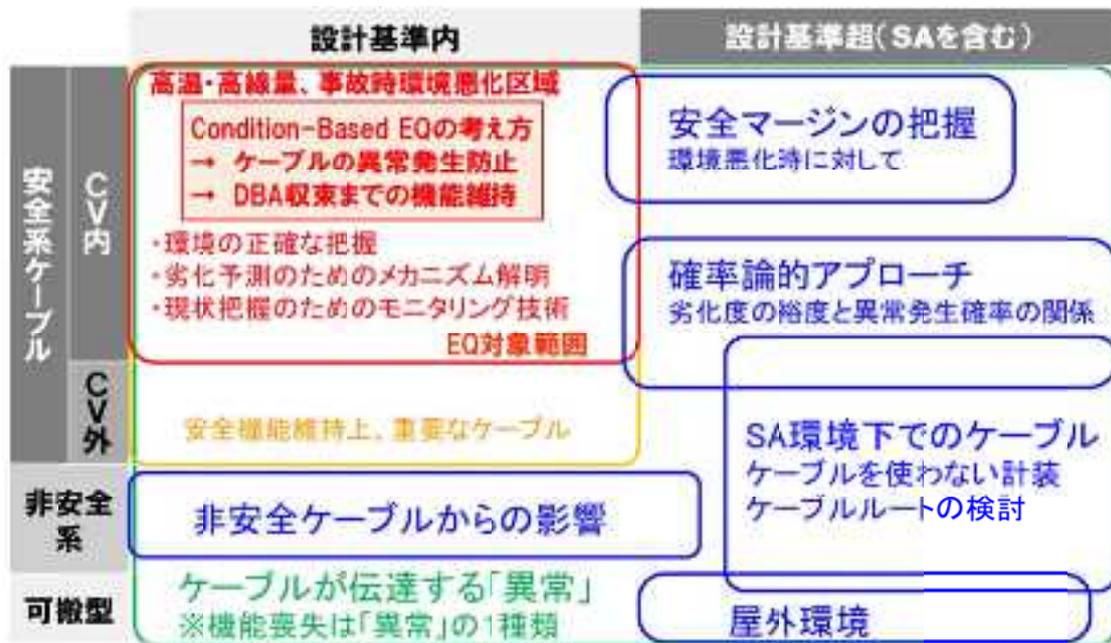


図 2.2.2-1 ケーブルの管理活動とシステム安全からの問題意識

2) 平成 25 年度の検討項目と検討の進め方

平成 25 年度の検討項目を以下に記載する。(3)以降、各検討の成果を詳述する。

① ケーブルの「環境」の考え方の整理

ケーブルの機能に影響を与える様々な要因・ハザードに対して、「共通の環境」が何か(逆の言い方をすれば、例えば、ある 2 つのケーブルが「独立した環境」にあると言う場合、どのような条件を満たす必要があるのか)と言う観点から、研究課題を整理する。

② シビアアクシデントマネジメント(SAM)の観点からの検討

SAM では、非 EQ 対象ケーブルについても、その活用を検討する必要がある。そのような SAM の観点を含めたケーブルの重要度を明らかにする方法を検討する。

③ 検討範囲の拡張(ケーブル単体からシステムへ)

平成 24 年度は、ケーブル単体を中心に検討を行ってきたが、機器とケーブルとの接合部や、ケーブル同士の接合部、ケーブルが集中する制御盤や配電盤などに拡張し、システム安全に及ぼす影響を評価する上での課題を整理する。

④ システム安全への影響の評価方法

ケーブルが存在することにより、システムのバウンダリを超えてハザードが波及する場合

についての評価方法の課題を整理する。特に、接続機器の機能を喪失するだけでなく、ハード的に機能を破壊する（機器や部品の交換が必要になる）ようなハザードの波及を評価する上での課題を整理する。

なお、検討の進め方としては、多様な多様な分野の専門家による検討会を設置する。専門家のメンバーが複数回集まり、相互の知見を交換する場である。必要に応じて、メンバー以外の専門家からヒアリングをして、課題を把握・整理する。検討会メンバーの専門領域は、ケーブル、PRA（特に外的事象）、計装制御、プラント、SAM である。

(3) 検討成果

1) 専門家との意見交換結果

専門家との意見交換結果を表 2.2.2-1 のようにまとめた。

表 2.2.2-1 専門家との意見交換結果

専門家	議論の概要
長岡技術科学大学 鈴木雅秀教授ら	<ul style="list-style-type: none"> ケーブルがシステム安全に与える影響、特に、複数の制御システム間の連携を評価する必要性について。
東京大学 村上助教、タリク氏	<ul style="list-style-type: none"> ケーブルの絶縁性能の AMP についての最新動向について。 ケーブル単体だけでなく、複数のケーブル間の影響や環境の同一性について。
早稲田大学 大木義路教授	<ul style="list-style-type: none"> 基盤研究の成果についての確認 DBA や SA 環境におけるケーブルの機能維持の観点からの課題について。
元原子力安全基盤機構 山本歳雄氏	<ul style="list-style-type: none"> 最新の規格基準類の整備状況と研究について。 今後、議論を行うべき専門家について。

なお、今後も議論を継続していく必要があると考える。電機メーカー、プラントメーカー、事業者、原子力安全基盤機構の方との議論が必要である。

2) ケーブルの絶縁劣化管理の視点の整理

IGALL での議論を踏まえた上で、システム安全の観点からケーブルの高経年化技術評価のフレームは、図 2.2.2-2 に示す 6 つの視点で整理できる。



図 2.2.2-2 ケーブルの絶縁性能管理の視点¹

各視点の主な課題は以下のとおりである。

① 絶縁条件：

- 同一の材料であっても、メーカー/製品により特性は異なる。よって、個別製品ごとに特性データを取得する必要がある。
- 上記に基づけば、加速試験等で特性データを取得する際には、実際にプラントで用いられているケーブルと同一製品を用いる必要がある。高経年プラントで用いられているケーブルと同一製品の確保は、1つの課題となる可能性がある。

② 環境条件・場所：

- 絶縁劣化の観点から、最も厳しい環境条件とその場所を把握する必要がある。この環境測定については、事業者にて実施が予定されている。
- BWR の CV 内の低酸素環境など、絶縁劣化が進みにくい環境の取扱いについても、課題が残されている。定期検査など低酸素環境にない時間の影響や、低酸素ではない環境の影響を把握する必要がある。
- SCAP におけるケーブルトラブルの事例では、ケーブル束の中心付近におけるケーブルのトラブルが報告されている。ケーブル束中心付近の環境を把握することも重要と考えられる。(表 2.2.2-2 の 5 番目を参照)

③ 重要度分類：

¹ 東京大学大学院工学系研究科 関村研究室提供資料より

- ケーブルの分類は、機器重要度に基づいて分類されている。
 - システム安全の観点から、現在の分類を見直す必要性が考えられる。特に、外的事象やシビアアクシデント時に、期待される役割を考慮する必要があるだろう。
- ④ 加速試験：
- 加速試験の結果から、実機環境下での任意の時点の劣化進行に換算する際の不確実性を把握する必要がある。
- ⑤ 状態監視：
- 非破壊での状態監視技術の開発と実用化。現状は、要求される絶縁性能に対して、十分な裕度が確保されていることの確認は可能だが、寿命推定への適用までは困難と考えられている。
 - サンプルングを用いる技術を含めた、複数の技術の最適な組合せによる状態把握が必要であろう。
- ⑥ 劣化メカニズム：
- 劣化予測、寿命予測の一層の精度向上、信頼性向上のためには、劣化メカニズムの詳細な把握が必要である。

以上が、敷設された通常環境下にあるケーブルの絶縁劣化を検討する上での6つの視点である。下線部は、ケーブル劣化研究で検討中の検討課題である。

SCAPで報告されたケーブルの故障原因を表2.2.2-2に示す。

表 2.2.2-2 ケーブルの故障原因

	種別	ケーブル故障の要因	事例数
1	電力	機械的な経年劣化 モータに接続されていたケーブルがモータの振動によって損傷した。	20
2	電力	ケーブルの品質（低品質） 製造メーカーが認定プログラムに基づいた材料を使用していなかった。更に、製造時に必要な技術水準が保たれていなかった。このため、60℃で1年後にケーブルシースに亀裂が発生した。	1ロット (数 km)
3	制御	ケーブル製造ロットの品質（低品質） 1つのロットで製造されたケーブルが故障には至らなかったが、ケーブル布設後の絶縁抵抗が極めて低下していた。全てのケーブルはすぐに取り替えられた。	1ロット (数 km)
4	電力	ケーブルの布設中に、他のケーブルと交差していたケーブルを作業員が非常に強い力で引っ張ったため、交差していた箇所が損傷し、2年後にその箇所短絡が発生した。	1
5	電力	ケーブルの束の中間にあって、火災防護層の下にあったケーブルにおいて、非常に低い絶縁抵抗が測定された。このケーブルを取り出したが、極めて脆くなっていた。	5
6	電力・制御	目視点検でいくつかのケーブルシースに亀裂が発見された。このケーブルは60℃-0.001Gy/h環境で20年間使用されたビニルケーブルであった。き裂は可塑剤の揮発によるものであり、機能は喪失していなかったが、LOCA時に必要なケーブルであるため取り替えられた。	10

これらのトラブル要因からわかることは、通常環境において、安定的な状態にあるケーブルにおいて、故障に至った事例は報告されていない。つまり、通常環境にあるケーブルの機能喪失確率は、相当な絶縁劣化が進むまでは、大きく変化しないと考えられる。ただし、絶縁性能が変化するに従い、機能を維持できる環境・時間が変化することは考えられる。

一方で、機器からの振動などの影響や、保全における外力などが加わった場合などは、その時点では故障に至らなくとも、早期に絶縁劣化に至ることがわかる。つまり、上記 6 つの視点に加え、以下に示す 7 番目の視点も重要である。

⑦ 施工・保全影響：

- 機器からの影響（例：回転機器からの振動による劣化）
- ヒューマンエラーの影響（例：作業における強い引張り）

以上の各視点と課題を踏まえ、ケーブル絶縁劣化の管理基準の考え方を整理した。整理した結果を図 2.2.2-3 に図示する。均質な材料であっても、⑦の影響を受けたケーブルが存在し、かつ、その影響を把握していなかった場合、想定される劣化曲線に対するばらつきが大きくなることが考えられる。そのような中で、寿命を保守的に評価すると、健全なケーブルの寿命を過剰に短く評価することが考えられる。施工や保全の影響の正確な把握が必要である。

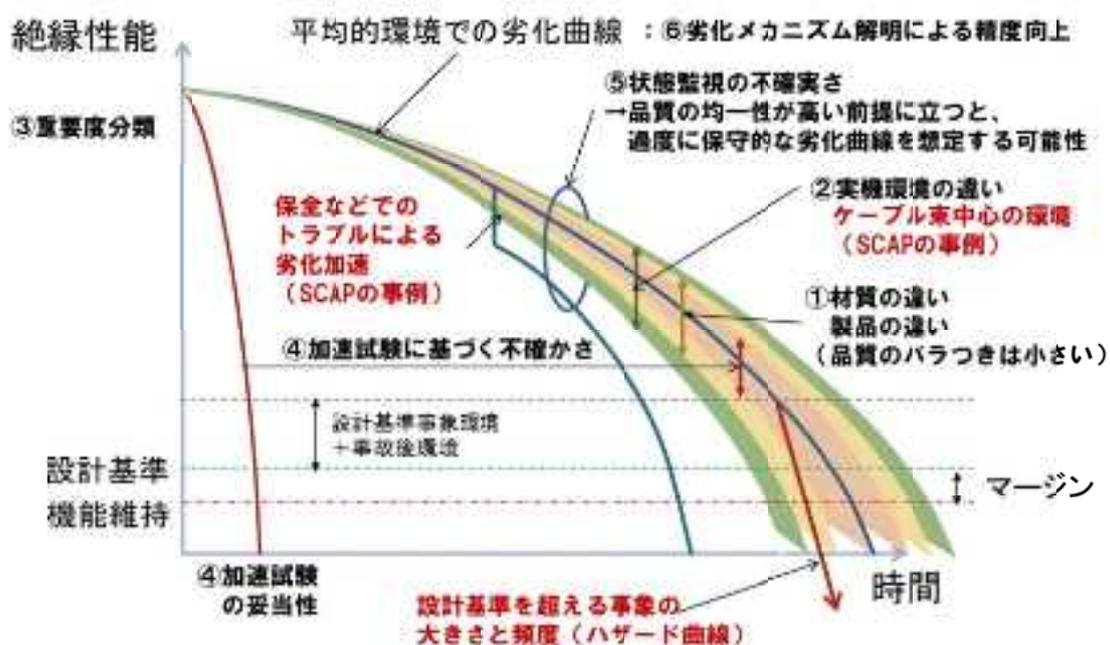


図 2.2.2-3 各視点を考慮した絶縁劣化の管理基準の考え方

3) シビアアクシデント等、通常環境を大きく超える事象からの検討

ケーブルは、経年変化による絶縁性能の低下が発生した場合でも、設計基準事象で想定される環境下では、機能を維持することが要求されている。その際、ケーブルにとって厳しい環境との観点から、LOCA を代表的事例として想定している。

外的事象時や SA 時など、LOCA 環境を超えるような環境について、ケーブルの絶縁性能の裕度に基づき安全マージンを把握することが課題である。このような、設計基準を超える環境での機能損傷確率の基本的な考え方を図 2.2.2-4 に示す。

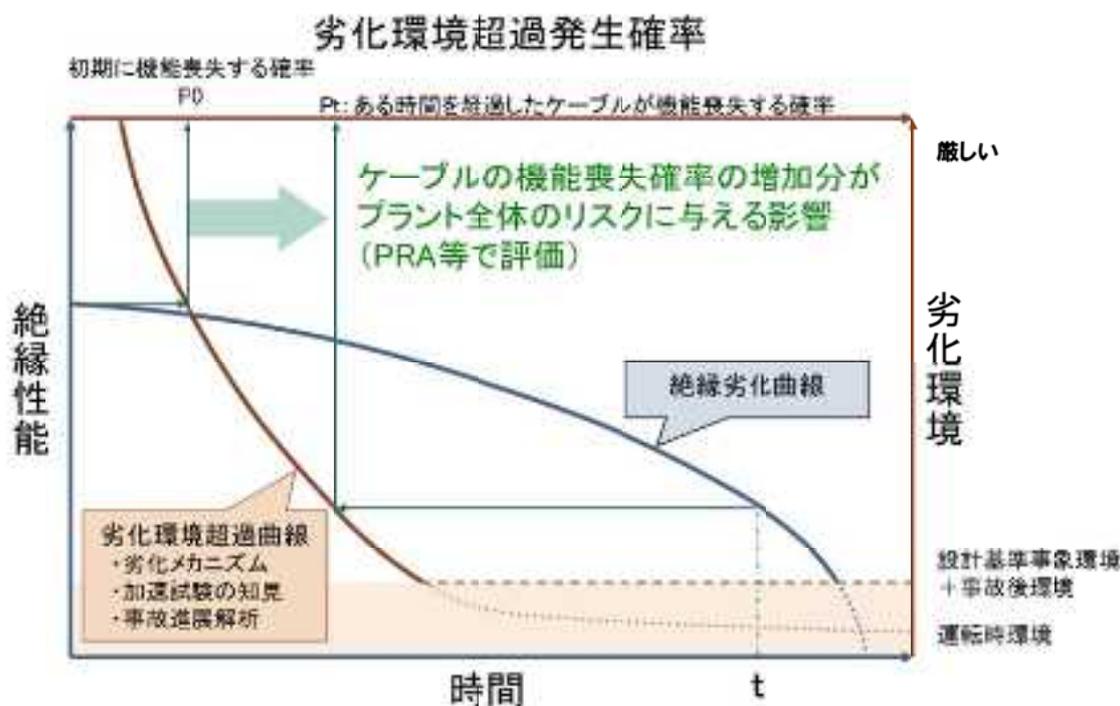


図 2.2.2-4 設計基準を超える環境での機能損傷確率の考え方

劣化がまったく生じていない初期においても、一定の環境に達すれば、ケーブルは機能を喪失する。そのような環境に至る超過確率を P_0 とする。時間 t が経過し、絶縁性能が低下したケーブルが機能を喪失する環境があり、そのような環境に至る確率を P_t とする。このような絶縁性能に対応する環境の分布を把握することができれば、ケーブルの機能喪失確率の評価が可能になると考えられる。そのためには、SA 時などの現実的な劣化環境の設定・評価に加え、熱・温度、放射線、応力、水、化学的な条件（塩、酸）など、ケーブルの加速試験や劣化メカニズムの知見を活用する必要がある。

さらに、ケーブルの絶縁機能が喪失する限界環境の把握や絶縁性能の経年変化の影響の把握、評価方法の検討も必要である。このことは、ケーブル以外の電気・計装設備の機能についても同様といえる。

本節のまとめとして、ケーブルの健全性に影響を及ぼす代表的な事象と課題を整理した結果を表 2.2.2-3 に示す。

表 2.2.2-3 ケーブルの健全性に影響を及ぼす代表的な事象と課題

	代表的な事象	課題
熱・温度影響	<ul style="list-style-type: none"> ✓火災 ✓接続機器の過熱 ✓シビアアクシデント 	<ul style="list-style-type: none"> ✓発火源。特にアーク火災(電力ケーブル)。 ✓盤内での火災発生時の影響が及ぶ範囲。 ✓コネクタ部の焼き付きの可能性 ✓火災やSA時の熱、温度の最適評価。湿触を考えると、保守的仮定が成立しない。
放射線影響	<ul style="list-style-type: none"> ✓シビアアクシデント 	<ul style="list-style-type: none"> ✓通常環境とは異なり、α線の影響も考えられる。
力学的影響	<ul style="list-style-type: none"> ✓機器の振動 ✓保全時の人的過誤 ✓爆発の衝撃 ✓地震動、トレイ落下 	<ul style="list-style-type: none"> ✓応力が加わる事象、加わる応力の大きさ ✓応力の大きさ、繰り返し回数が劣化に及ぼす影響 ✓湿触の蓋然性(応力による故障モード)
水的影響	<ul style="list-style-type: none"> ✓LOCA ✓溢水、消火活動 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ケーブル端部の浸水の影響、シナリオ、頻度
化学的影響	<ul style="list-style-type: none"> ✓オイルミスト、粉塵、 ✓塩(海水)、酸(ホウ酸水) 	<ul style="list-style-type: none"> ✓絶縁性能に及ぼす発電所内化学物質と影響 ✓ケーブル端部への影響、シナリオ、頻度
(複合影響)	<ul style="list-style-type: none"> ✓火災、SA等 	<ul style="list-style-type: none"> ✓複数要因が重畳した場合の影響、シナリオ、頻度

4) ケーブル単体からシステムへ

平成 24 年度は、ケーブル単体を中心に検討を行ってきた。平成 25 年度は、機器とケーブルとの接合部や、ケーブル同士の接合部、ケーブルが集中する制御盤や配電盤などに拡張し、システム安全に及ぼす影響を評価する上での課題を整理した。

- ① 電源や盤が機能喪失すると、複数の機器の機能を同時に喪失することから影響が大きい。しかし、これらは、人がアクセス可能な場所にあり、点検や交換が可能と考えられる。よって、高経年化の影響については、交換可能な機器と同等である。これは、「高経年化の影響を無視できる」という意味ではなく、「経年変化が機能劣化に繋がる部分を把握する」とことと、その「機能劣化がプラントの安全に及ぼす影響を評価する」ことが必要であることに変わりはない。適切な保全活動がどのようなものを整理する必要がある。
- ② ケーブルが伝搬する異常の影響についての検討が必要である。異常はケーブルの両方に伝搬する。適切な設計により、異常の伝搬が起こらないように配慮はされているが、それらの機能が喪失する場合や設計を超える事象が発生する場合もある。
- ③ ケーブルの接続部(中継コネクタ等)や貫通部材については、経年変化とその影響を考慮する必要がある。

- ④ ケーブルとケーブルの相互影響範囲や共通故障モードの整理が必要である。環境の類似性（同一の環境/異なる環境 等）に関する考え方の整理も検討事項である。
- ⑤ 複数のサブシステムが連携して機能する場合に、システム全体への影響を評価する必要がある。他分野（宇宙、鉄道）で採用されている手法の、原子力への適用も視野に入れた検討が必要である。
- ⑥ 接続機器との関係では、電源盤、変圧器、蓄電池などで、電気アークや電流過熱（短絡、地絡による大電流、接触抵抗増加）を火種とする火災の発生事例がある。

5) 相互に影響を受ける「環境」の例

本節では、ケーブルに影響を与える環境の例として、ケーブル火災を取り上げ、ケーブル火災を取り扱った規格基準類を調査した。調査した評価方法に関する整理結果をまとめた。

日本電気協会規格「原子力発電所の火災防護指針：JEAG4607-2010」では、相互に影響を及ぼすケーブル種別とその影響様態を表形式でまとめている（表 2.2.2-4）。

表 2.2.2-4 相互に影響を及ぼすケーブル種別とその影響様態

	影響様態			
	計装ケーブル 及び、制御ケーブル	電力ケーブル	盤類	補機
	上段:トレイ内ケーブル 下段:電線管内ケーブル	上段:トレイ内ケーブル 下段:電線管内ケーブル		
電力 ケーブル	全ケーブルの 断線・短絡・混触 (同上)	全ケーブルの 断線・短絡 (同上)	無*)	無*)
補機	全ケーブルの 断線・短絡・混触 (同上)	全ケーブルの 断線・短絡 (同上)	任意部 分の断 線・短絡 ・混触	補機の 機能喪 失

*) IEEE 384 の分離距離より近い場合には、別途評価が必要

また、JEAG4607-2010 では、火災により他の機器に影響を及ぼすケーブルを電力ケーブルのみとし、分離距離や影響範囲の評価方法を例示している。ケーブル火災に関する実証試験例を模式的に図 2.2.2-5 に示す。

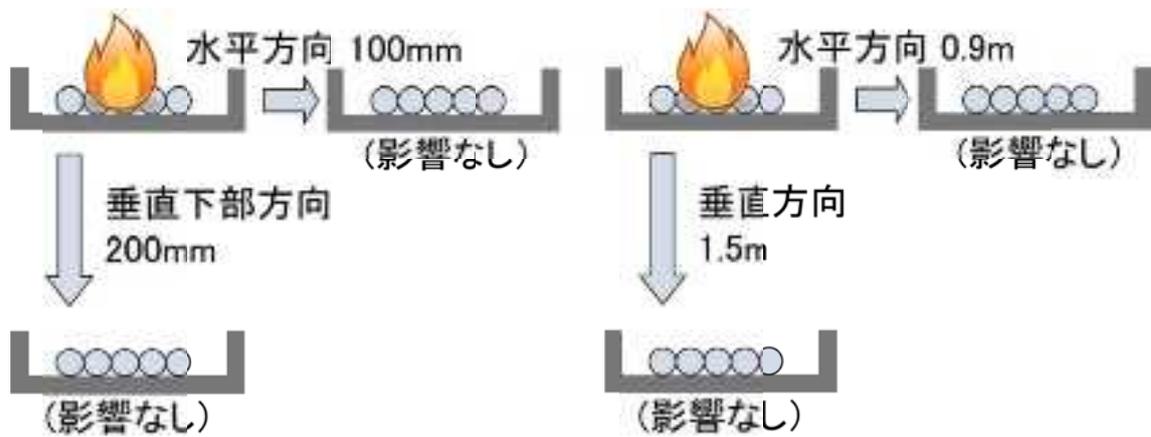


図 2.2.2-5 ケーブル火災に関する実証試験例

(左：JEAG 4607-2010 で紹介されている実証例²、右：IEEE 384-1992 で紹介されている実証例)

さらに、米国の NUREG/CR-6850 では、火災源に最も近い安全系機器が機能を喪失する場合、その区画にある全ての機器が機能を喪失するとの簡易評価を採用している（図 2.2.2-6）。なお、この簡易評価は、別途に定めのある詳細評価を採用することも可能である。



図 2.2.2-6 NUREG/CR-6850 によるケーブル火災の簡易評価例

5) システム安全の観点からの検討

(a) 接続機器・周辺ケーブルへの影響

接続機器・周辺ケーブルへの影響を整理した結果を表 2.2.2-5 に示す。

電気ケーブルが機能を喪失した場合、接続されている機器への電力供給が失われること

² 角谷ほか、「ケーブル火災に関する実証試験」、日本原子力学会「2009年春の年会」、2009

になり、機器が機能を喪失する。主には、動的機器の動的機能が喪失する。ただし、弁など、動作しない状態でも一定の機能を果たす（例えば、閉じている弁は、流体の流れを止める機能を継続して維持する）場合もあることから、単純に「機能喪失」となるとは限らない。

電気ケーブルの場合、ケーブル火災を考慮することが指摘されている。よって、接続機器への延焼を考慮する必要がある。また、電流過熱や電気アークが発生した場合には、電気ケーブルが接続されている、変圧器や蓄電池あるいは電源盤の火災や爆発に至り、より広範囲な影響につながるシナリオも考えられる。

制御ケーブルにおいては、ケーブル火災や電流過熱・電気アークは考慮する必要性はないとされている。機能喪失時には、監視機能や機器を制御する機能が喪失する。この場合、人間の事象判断やプラントの制御に大きな影響が生じる。さらに、混触が発生している場合には、人間の意図とは異なる機器が動作する可能性もあり、単純な機能喪失とは異なる影響が生じる。

また、ケーブルそのものではなく、ケーブルを配置するためにバウンダリに貫通部を設ける必要があるため、その貫通部の健全性が喪失した場合には、本来は、そのバウンダリの中で止まるハザードの拡大の可能性がある。例えば、ケーブルルートにそっての浸水、延焼、放射性物質の漏えいなどが考えられる。

これらの影響については、より系統立て、網羅的なシナリオの分析、その影響が生じる条件、影響の大きさ、発生確率の把握・整理が必要である。

表 2.2.2-5 接続機器・周辺ケーブルへの影響

	電気ケーブル	制御ケーブル
機能喪失	電力供給機能喪失 ✓動的機器が動作・運転継続不能	監視機能、機器制御機能の喪失 ✓人間の事象診断への影響
混触	(-)	同一トレイ、同一管内のケーブルを経由して、誤操作・誤表示 ✓意図しない機器の動作 ✓人間の事象診断への影響
ケーブルの火災	同一トレイ、同一管内のケーブルの断線、地絡、混触(制御ケーブル) ✓接続機器の焼損 ✓可燃物への引火	(-)
電流過熱・電気アーク	✓ケーブルの火災・延焼 ✓変圧器、蓄電池の火災・爆発 ✓電源盤の火災・爆発	(-)
貫通部機能喪失	バウンダリ機能の喪失 ✓浸水、延焼、放射性物質の漏洩等	

(b) 環境の共通性、影響伝搬の評価

ケーブルは1本だけが独立して配線されているよりも、束になっていたり、同じトレイや配管内を通っていたりする。そのため、複数のケーブルが似た影響を受ける蓋然性が高い。その影響を検討するためには、環境の共通性、影響伝搬の評価を行うことが重要である。この点について整理した結果を表 2.2.2-6 に示す。

表 2.2.2-6 環境の共通性、影響伝搬の評価

	同一区画	隣接区画	遠方区画
	通常環境	事故環境	
ケーブル	・環境の代表性 ・トラブル履歴	・マージン超過 確率評価 ・機能喪失評価	・隣接区画への 影響伝搬評価
同一の束	・環境の代表性 ・トラブル影響の 共通性	・共通原因評価 ・混触確率評価 ・混触影響評価	・遠方区画への 影響伝搬評価
異なる束	・環境の代表性	・共通原因評価	・影響伝搬時の機能喪失評価
接続機器	・機能喪失	・ケーブルの修復により回復可能な機能喪失 ・ケーブルの修復でも回復不可能な機能破壊 ・誤作動、誤表示	

↑ 電源盤など、複数ケーブルが集中している箇所の考え方(火災、浸水、チャタリング等)

ケーブル単独については、環境条件による絶縁劣化に加え、施工や保全時のヒューマンエラーなどのトラブル履歴の管理が重要である。また、事故環境においては、機能喪失に至る以上の環境条件の把握がポイントとなる。

同一の束にあるケーブルの場合、ほぼ同様の環境にあると考えられ、また、トラブルの影響も同一束のケーブルに及ぶ蓋然性が高い。ただし、SCAPの知見に基づけば、同一束の場合でも、中心付近のケーブルの環境がより厳しいと考えられるケースも存在することから、同一の場所にあると言う場所の共通性の高さだけでなく、束になっていることによる環境の変化も考慮する必要がある。また、同一の束にある場合、絶縁機能が劣化したケーブル間の混触も、大きな課題である。

安全上重要な機器に接続されているケーブルは、位置的な独立性を担保するために、異なる束、異なる配線経路となる。しかし、場所が異なっても、運転時の環境が似ているのであれば、類似した影響が生じる。特にシビアアクシデント環境下で、事故シナリオによっては、異なる場所にあっても、同様の過酷環境になるのであれば、ほぼ同時期に機能を喪失する蓋然性が高い。事故環境がより詳細に把握できた場合、物理的な距離ではな

く、環境の違いに着目した配線により、環境影響の共通性を緩和できる可能性がある。

ケーブル間の環境の共通性の研究を進めることにより、共通性を緩和する策を施すことにより、多重性が向上することが考えられる。

接続機器については、ケーブルの機能回復により機器の機能が回復するような影響だけでなく、ケーブル火災や配線経路での溢水により、機器が破壊される場合があることにも着目する必要がある。

(c) 混触の影響評価

システム安全の観点からの最近の研究動向調査結果を示す。

旧 JNES の火災 PRA の評価事例や、原子力学会の内部火災 PRA 標準³（策定中）では混触による影響を考慮する試みが行われている。

回路・機器への影響として、①誤動作、②電源喪失、③制御不能、④誤表示が考えられている。原子力学会の内部火災 PRA 標準の検討においては、以下のような課題が挙げられている。

- ▶ 誤動作モード摘出の不確かさ、多重の誤動作
- ▶ 混触の発生確率の定量化
- ▶ 誤動作、誤表示モードの不確かさ（不具合継続時間等）
- ▶ 膨大な作業量

(4) まとめ

平成 25 年度は、複数の専門家との議論や文献調査を通じて、ケーブルがシステム安全に及ぼす影響を、以下の観点から整理した。

- ・ IGALL の成果等に基づくと、ケーブルの絶縁劣化管理については、材料、環境、重要度分類、加速試験、状態監視、劣化メカニズムの 6 つの視点で整理できる。
- ・ SCAP の知見を加えると、施工や保全時の影響も考慮する必要がある。
- ・ SA 等、通常の運転環境を超える事象について、ケーブルの経年変化が機能喪失確率に及ぼす影響の概念を整理した。
- ・ ケーブルの機能に影響を及ぼす代表的な事象と課題を、影響の種類別に整理することを試みた。
- ・ ケーブルの健全性喪失時に、隣接ケーブルや接続機器等へどのような影響が及ぶのかについて、整理を行った。

今後も専門家との議論を通じて、課題の網羅性、研究開発状況の把握、課題の重要度（優先順位）等を継続していく必要があると考える。

³ 日本原子力学会「2013 年春の年会」の「原子力発電所に関する内部火災 PRA 標準の策定について」より

2.3 システム安全評価に資する知識ベース構築

2.3.1 知識ベースシステムの機能要件実現に係る調査研究

(1) データベース・知識ベース構築

1) 知識基盤データベース整備の目的

経年プラントのシステム安全評価のために必要な規制文書、規格基準類、技術文書等の情報は、現状、散在している上に、相互の関連性が十分整理されていないため、専門家であってもその全体像を把握することが困難な状況となっている。このような状況は、業務の非効率性の原因であり、人材育成の妨げとなるだけでなく、体系的な説明が困難となることで、国民に原子力規制及び技術的根拠の不透明さとして受け止められかねない。

本研究テーマでは、経年プラントのシステム安全評価に資する知識基盤として、本業務の成果物である最新研究成果を盛り込み、規制文書、民間規格、暗黙知などの情報・知識と合わせて整理し、独自性の高いシステムの構築を目指す。利用局面としては、プラントの審査業務における最新知見の活用を想定し、本事業終了後も活用される成果物となるよう検討する（図 2.3.1-1）。

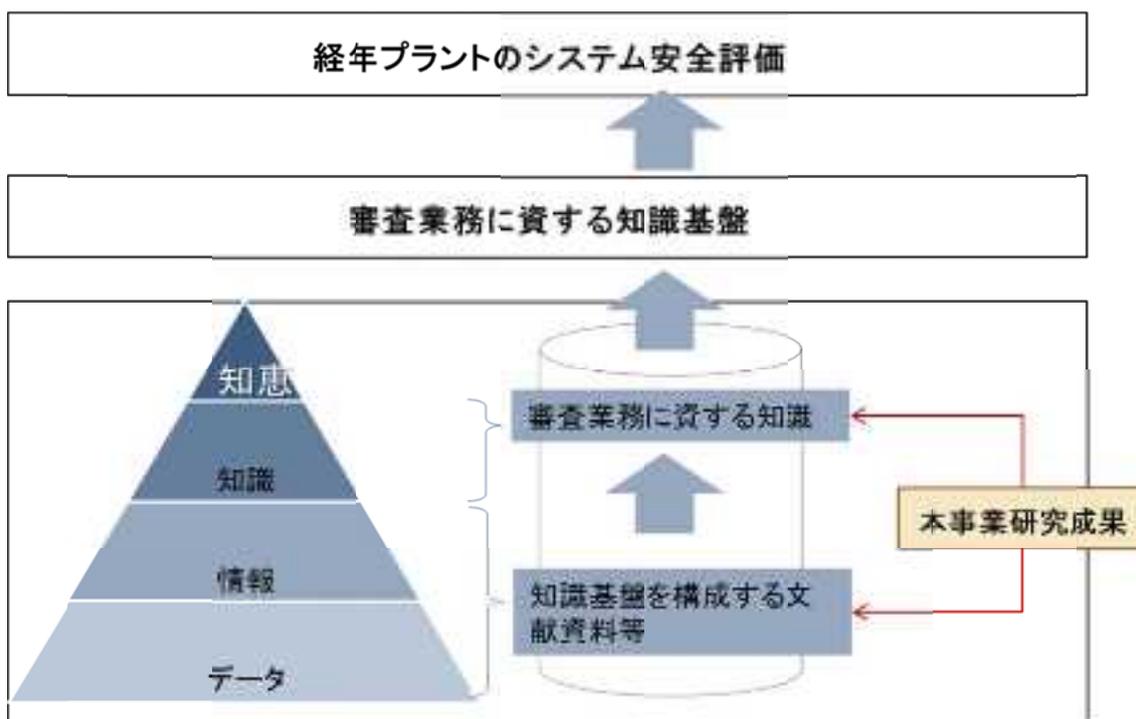


図 2.3.1-1 知識基盤構築の基本方針

2) 知識基盤整備の背景と意義

経年プラントのシステム安全評価に資する情報・知識を管理・活用する上での現状の課題としては、①情報・知識が散在している、②情報・知識の一部が個人または組織の暗黙知となっている、③情報・知識の各要素の相互の関連性が整理されていない、などの課題が挙げ

られる。情報・知識を集約・整理し知識基盤を構築する上では、これらの課題に対して、①関連情報をデータベースとして集約、②暗黙知として保有されるリスク事象・メカニズムを可視化・体系化、③基盤情報間の各要素の相互の関係性を紐付け、といった取り組みが有効と考えられる。

特に平成24年度には、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(炉規法)」が改正され、既存のプラントについても、最新の知見を取り入れ新基準への適合を義務付けられることとなった。新基準への適合を行うためには、個々のプラントに対して設計時ではなく現在の法令・規格基準類に照らした評価を行う必要があるが、法令・規格基準類は設計時から現在までに改正・高度化され、情報の相互関係も複雑化している。したがって、個々のプラントに対してバックチェック及びバックフィットを行う際には、まず現在の基準に照らして適合しているか否かを確認し、不適合となった場合には、設計時にどのような考え方でどのような基準に基づいて設計されたのか、その当時の法令・規格基準類の技術的根拠は何だったのか、を遡って検討する必要があると考えられる(図2.3.1-2参照)。

とりわけ現在は、福島第一原子力発電所事故を受けて原子力をとりまく規制環境及び技術的課題に極めて大きな変化が生じているため、経年プラントの安全評価において法令・規格基準類の時代変遷を見通しよく比較・確認できる知識基盤を整備することは有益であると考えられる。



図 2.3.1-2 経年プラントのシステム安全評価の背景

3) 知識基盤データベースの機能検討

(a) 知識基盤に対する要望

前事業での調査では、知識基盤に求める機能及びコンテンツとして以下のニーズが抽出されている¹。

[官]

- 高経年化技術評価に係る規制文書の策定に係る情報
- 高経年化技術評価の審査の参考となる情報
- 新検査制度で妥当性評価をすべき事項（傾向監視に基づく評価、劣化進展予測評価等）に関する情報
- 規格のエンドースにおける技術評価のための情報
- 技術戦略マップのローリングに係る情報

[民間（事業者、メーカー）]

- 高経年化技術評価を実施する際の参考情報
- 劣化進展の傾向監視情報を分析する際の知見（新検査制度）
- 長期的な傾向監視、最新の技術知見や運転経験等を反映した劣化進展予測評価を実施する際の情報（新検査制度）

[学（大学、研究機関）]

- 安全基盤研究のニーズ（技術戦略マップ）
- 関連研究状況に関する情報

[学協会]

- 規格基準化に対するニーズ
- 国内外の規格基準
- 安全基盤研究成果

[その他]

- 暗黙知・経験知の活用
- 関係者間での用語の共通認識

また、本年度実施したヒアリングでは、以下のような意見が挙げられた。

a) データベースの継続性に関して

- 長く使えるものが望ましい。
- 本事業は残り一年半で終了することを踏まえ、事業終了時点でまとまったものとなっている必要がある。
- 一般的に、データベースは内容の更新等、維持・管理していくことが難しい。データ提供者が容易にデータを登録できる仕組みが必要。

¹ 株式会社三菱総合研究所、「平成 19 年度高経年化対策強化基盤整備事業 成果報告書」

b) 内容及び機能に関して

- 本事業の成果の収録が最も重要。
- 基準等の根拠資料や、論文情報があると有用。
- 法令類や規格基準類の改訂履歴を追うことができ、過去との差分がわかるとよい。
- 法令類や審査マニュアル等、文献の関係性がわかりやすく整理されるとよい。
- 類義語も考慮した曖昧検索機能があるとよい。

c) 規制庁による審査業務との関連に関して

- 審査業務に活用できるものが出来るとよい。
- 規制庁のみが使うものではなく、汎用性が必要。

d) その他

- 議論するだけでなく、まずは叩き台となるようなシステムを作成する必要がある。

本業務では、知識基盤データベース整備の目的（前述）を鑑み、高経年化に関する最新知見（本事業成果）をプラントの高経年化技術評価の審査業務において活用していくことを本知識基盤の主たる利用局面として想定する。

(b) 知識基盤のコンテンツに対する制約

知識基盤のコンテンツ想定される以下の文献データについて、文献データの入手可能性、存在状況、公開可能性などについて確認を行うことによって、収録の際の制約に関する検討を行った。

- 法令類（規制文書を含む）
- 規格基準類

次の 5 学協会が発行する規格基準類について検討した：日本原子力学会、日本電気協会、日本機械学会、火力原子力発電技術協会、日本溶接学会。

- 論文類

その結果、以下にまとめるように、文献データの活用においては、「テキストデータ化」「過去版の入手」「著作権」に関して課題があること、また規格基準類及び論文については、現実的には概要情報のみが利用可能であることがわかった。

a) データ形式（現行版、過去版）

文書内容の表示のみが目的であれば、テキストデータか非テキストデータ（スキャン画像等）かに依らず、電子データ化されていればよい。しかし、文書間の関連性を抽出するためには、テキスト化されていることが望ましい。

法令類の最新版については、テキストデータがウェブ上に公開されている。過去の版については、（市販の六法全書に含まれる範囲であれば）紙媒体やスキャンデータの入手が

可能であるが、テキストデータとしては整備されていない。現行法と改正情報から過去版を復元することは原理的には可能だが、必要となる作業量を考えると膨大な作業量となることが予想される。

規格基準類については、そのほとんどをテキストデータで保持している学協会は1つのみであり、他は書籍のみか、電子化されていても非テキストデータで保持という状況である。

b) 著作権

法令類は著作物ではないので著作権上の問題はない。

一方、規格基準類は各学協会の著作物であり、データベースへの収録は各学協会の許可が必要である。各学協会に対してヒアリングを行ったところ、データ提供の条件としては以下のようなものが挙げられた。

- 画面上に文面を表示する場合はテキストデータではなく画像データとすること
- タイトル及び概要までは収録可能だが、本文内容の表示は不許可。
- 利用料等で費用回収ができれば収録可。

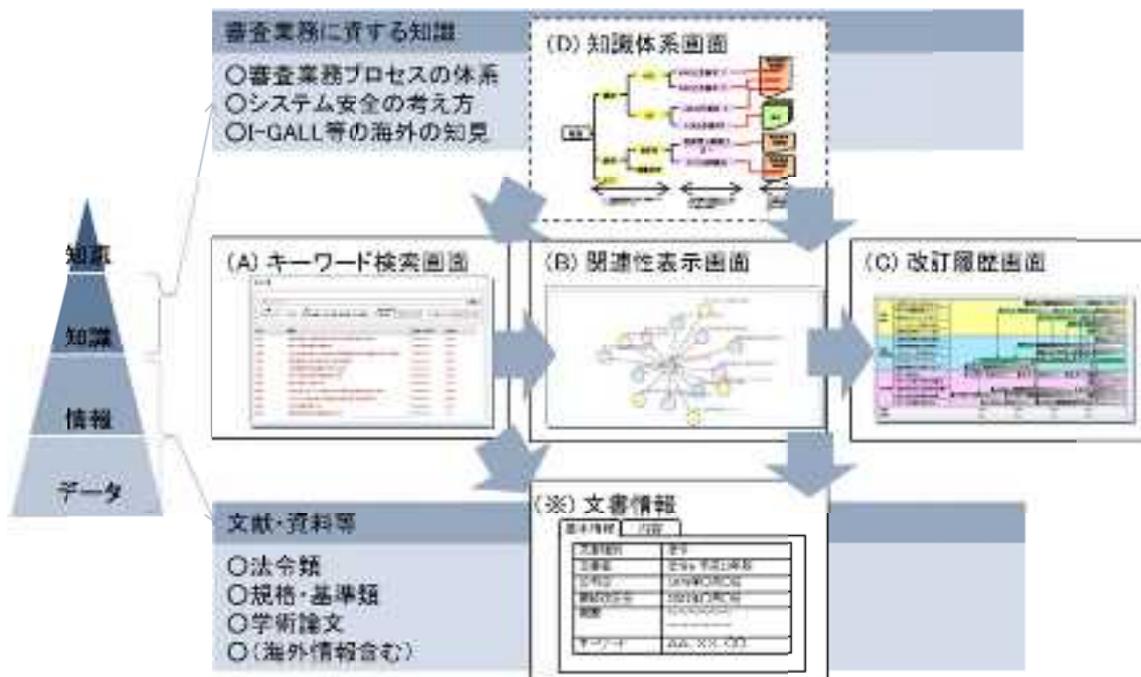
また、どのような条件でも収録不可、とした学協会もあった。

論文類は、通常論文誌の出版社に著作権が譲渡されるため、本文データの収録は許可されないことが一般的である。

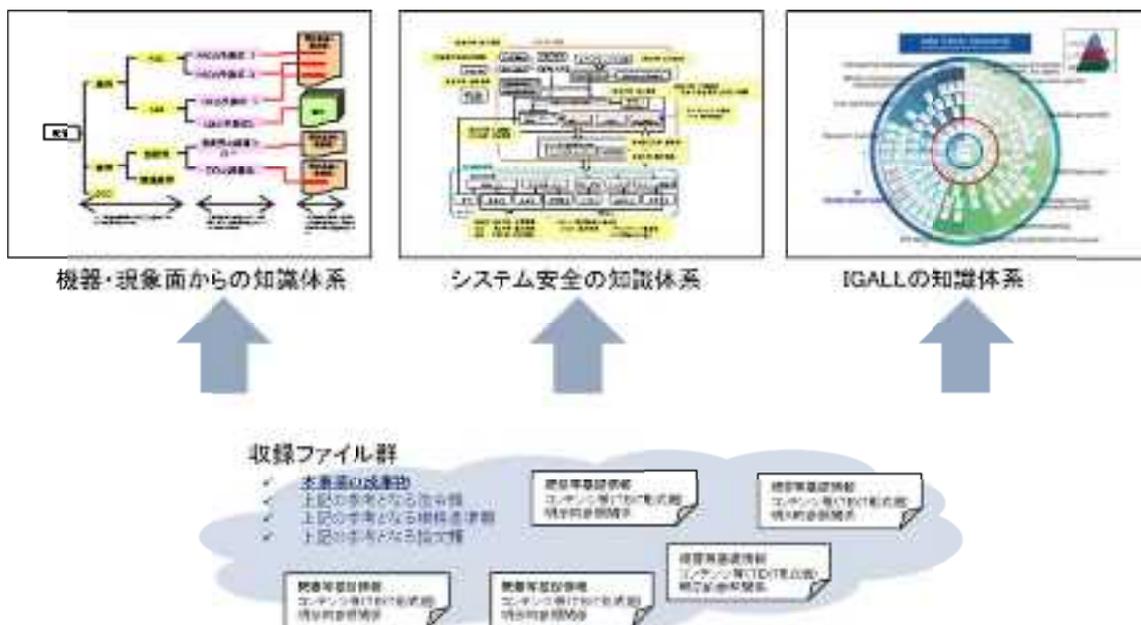
(c) 知識基盤の基本構想

背景及び要望を基に、知識基盤に必要と考えられる機能をまとめたのが図 2.3.1-3 である。

まず知識基盤の基本となるのが、収録する個々の文書の基本情報、すなわち書誌情報、概要及び文書本体である。次に、それらを検索するためのキーワード検索機能、また、効率的に関連文書を探ことができ、かつ全体像把握の助けとなるよう、文書間のつながりを表示する関連性表示機能が必要である。さらに、バックチェック及びバックフィットに役立つ機能として、設計時と現在の法令・規格基準類、及びそれらの相違点を把握するための改訂履歴表示機能が考えられる。



これら、複数の情報・データを組み合わせることによって構成されるのが知識体系の層である（図 2.3.1-4）。本事業の各 WG の成果物を基に、機器・現象面からの知識体系や、システム安全の知識体系を構成し、必要に応じて根拠となる論文、法令類や規格基準類等が参照できるような機能が望まれる。



本知識基盤の収録データの種類と整備方法の全体イメージについては表 2.3.1-1 に示す。

表 2.3.1-1 収録データの種類と整備方法

収録データ	書誌情報	本文情報	参照引用 関連性データ	改訂関連性 データ
本事業（各 WG）の成果物	◎	◎	手作業/自動化	—
事業成果物（報告書）	◎	◎	手作業/自動化	—
法令類（最新版）	◎公開資料	◎公開資料	半自動化	半自動化
法令類（過去版）	△要作成	△要作成	手作業/自動化	手作業/自動化
規格基準類（最新版）	◎整理可	×表示不可 （著作権）	× [*]	× [*]
規格基準類（過去版）	△要作成	×表示不可 （著作権）	× [*]	× [*]
審査業務に資するその他の資料（論文や海外文書などを含む）	◎収集対象については別途要検討	×表示不可 （著作権）	手作業/自動化	—

*）テキストデータ化された資料が少ないため。

4) 知識基盤データベースプロトタイピング

以上の検討を踏まえて知識基盤のプロトタイプを実装した。

本年度プロトタイプでは、表示機能の実現とユーザビリティの確認を目的とし、文書データ（書誌情報及び本文情報）の表示、キーワード検索、関連性表示、改訂履歴表示の機能を実装した。文書データとしては、法令類及び、本事業の成果として本事業の全体会合における研究発表資料を収録した。作成したプロトタイプシステムを、想定ユーザーに試用いただき、ユーザビリティについての検証を行った。

(a) プロトタイプ概要

a) システム

Windows 上で動作するスタンドアロンアプリケーションとして作成した。開発環境は以下の通りである。

- 開発言語 : C# Visual Studio 2010 Professional (version 10.0.30319.1)

- DBMS : SQLite version 3.6.23.1
- framework : .Net Framework4
- platform target : x86

b) 文書データの構造

各文書データは、書誌情報、本文情報、関連性情報を持つ。

書誌情報とは、文献を特定するために必要な情報を指す。本プロトタイプの収録文書は、法令類と、本事業の全体会合（報告会）の資料であることを踏まえ、以下の項目を書誌情報として登録した。

- 文書名
- 文書区分 : {法令類、報告会}
- 資料区分 : 文書区分の下位分類
 - 法令類 : 法律、政令、省令、告示、通知・通達、指針、NISA 文書、内規、その他
 - 報告会 : 研究発表資料、会議資料（報告会のプログラム等）
- 作成者
- 改訂日（作成日）
- 廃棄日
- 会合名 : 文書区分が「報告会」の文書のみ
- 分野名 : 文書区分が「報告会」の文書のみ
- 概要

本文情報は、文書本体のデータである。収録した本文情報のデータ形式は、テキストファイル、PDF ファイル、html ファイル、URL（ウェブで公開されている場合）である。

関連性情報は、一般には引用参照関係、改訂・被改訂の関係、テキストマイニングにより得た類似度等でのグループ化等が考えられる。本プロトタイプでは、法令類については引用・被引用関係を関連性情報として用いた。報告会資料については、会合名、分野名で関連付けをした。

c) 機能

本プロトタイプでは、文書データ（書誌情報及び本文情報）の表示、キーワード検索、関連性表示、改訂履歴表示の機能を実装した。

(i) キーワード検索画面

キーワード検索画面、及び検索結果の画面は図 2.3.1-5 に示す。

検索対象は、書誌情報及び本文情報であり、チェックボックスを用いて対象を絞ることができる。また文書区分や改訂日（作成日）の範囲を絞って検索することが可能である。

検索結果のリスト（図 2.3.1-5 中央）で選択した文書の内容（概要及び本文内容）が画面下部に表示される。



図 2.3.1-5 プロトタイプ：キーワード検索画面

(ii) 関連性表示画面

検索結果から選択した文書（対象文書）について、他の文書との関連性をグラフで表示したのが図 2.3.1-6 及び図 2.3.1-7 である。法令類の例として「原子力基本法」(図 2.3.1-6)、研究発表資料の例として「H25 中間報告会の情報システム体系化（データベース・知識ベース構築）」(図 2.3.1-7) の関連性表示画面を示す。

画面の中心にあるのが対象文書である。各文書はグラフのノードとして表し、関連のある文書間をボンドでつないだ。ノードの色は資料区分を表している。周辺部にあるノード（文書）を選んでダブルクリックすると、新たに選択した文書を中心とする関連図が表示できるため、文書の関連性を次々と見ていくことができる。

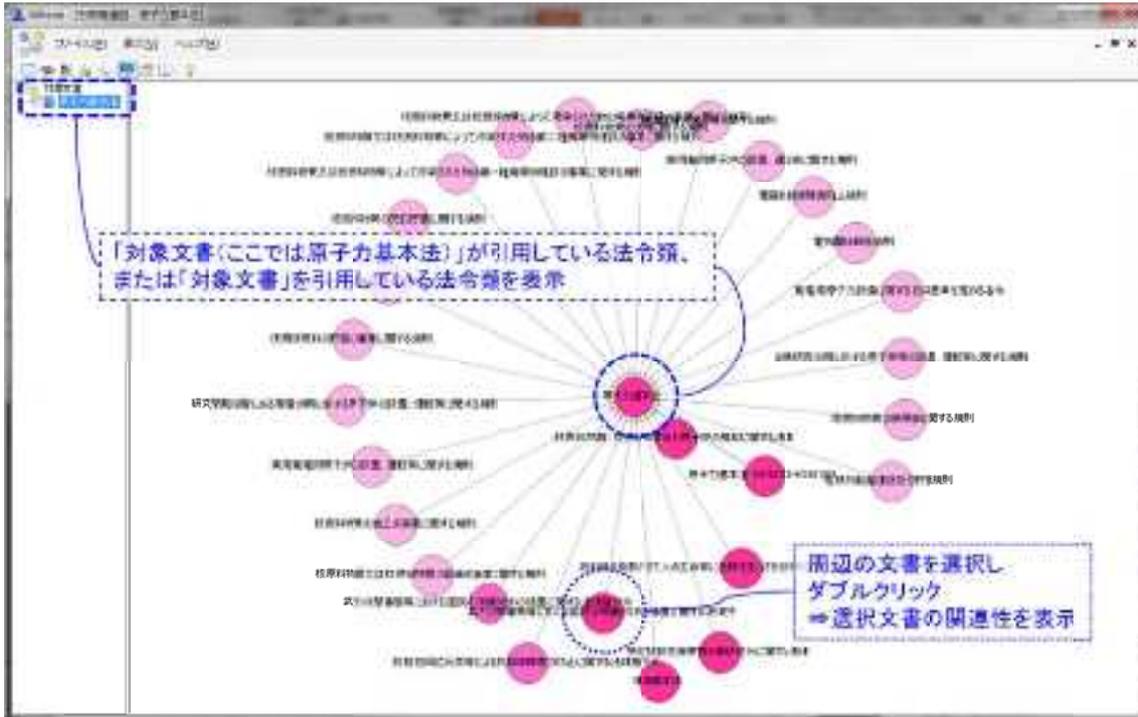


図 2.3.1-6 プロトタイプ：関連性表示画面（法令類：原子力基本法）

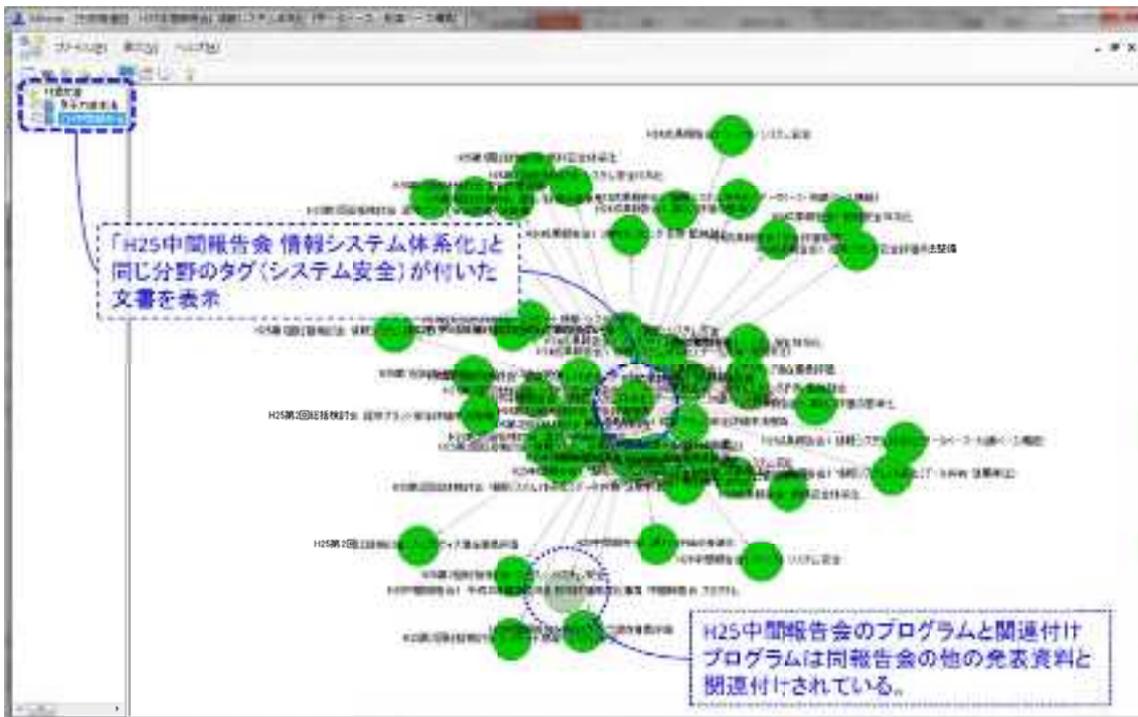


図 2.3.1-7 プロトタイプ：関連性表示画面

(報告会資料：H25 中間報告会の情報システム体系化（データベース・知識ベース構築）)

(iii) 改訂履歴画面

サンプルとして過去版を作成した原子力基本法について改訂履歴を表示したのが図 2.3.1-8 である。赤色グラデーションのバーで過去版の有効期間(改正から次の改正まで)を示しており、マウスを重ねると有効期間の年月日が表示される。また関連する文書の改訂履歴も黒色グラデーションのバーで表示される。表示期間は変更することができ、見たい期間を拡大して表示することが可能である。

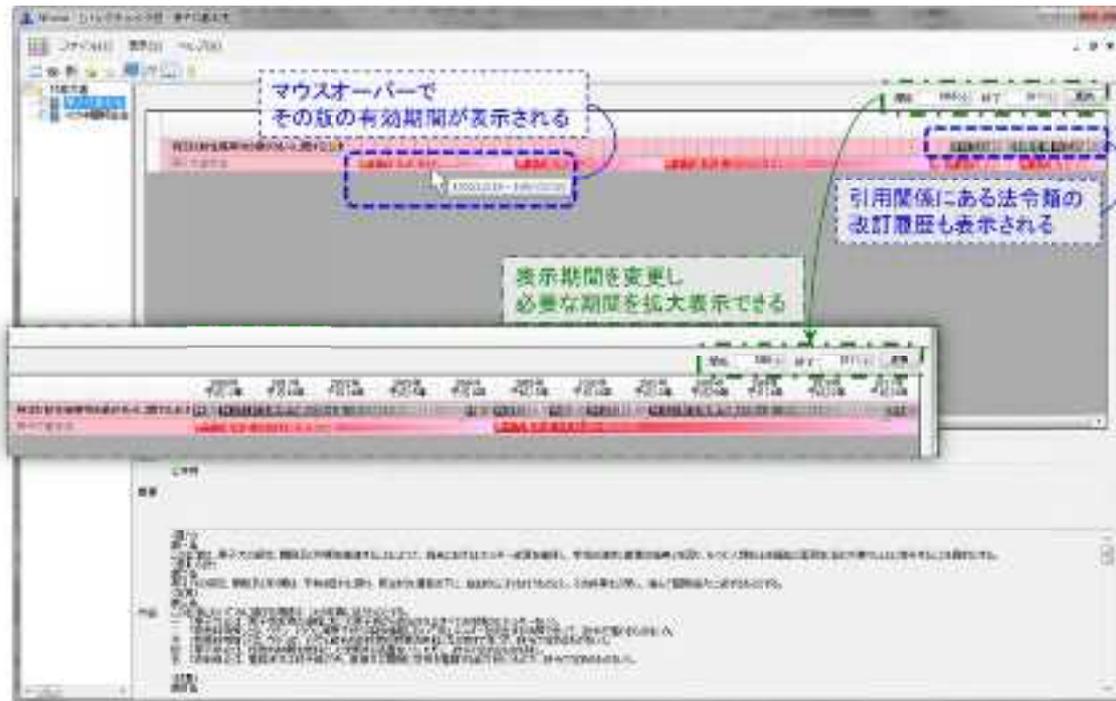


図 2.3.1-8 プロトタイプ：改訂履歴画面

d) 収録コンテンツ

本プロトタイプには、著作権の問題のない、法令類及び本事業の報告会資料を収録した。

(i) 法令類

H23 年度の調査では、総務省行政管理局の法令データベース「e-Gov」(<http://www.e-gov.go.jp/>)や経済産業省や原子力安全・保安院などのウェブサイトでの「原子力」などのキーワードで全文検索してヒットした現行法令類(原子力安全・保安院発行の NISA 文書を含む) 665 件について、文書種別、法令名称、法令番号、概要、最終改正日、出典 URL を整備した。さらに、これら 665 件の中からシステム安全に比較的関連性の高い法令を 300 件程度抽出し、抽出された 313 件の法令について条文データを整備した。このデータを基に、昨年度は公布日データの整備、廃止法令類の調査を行った²。また、改訂履歴情報の整備を行い、過去版整備の試行として、原子力基本法(昭和 30 年公布、改正回数

² 株式会社三菱総合研究所、「平成 23 年度高経年化技術評価高度化事業 成果報告書」

5回)の過去版再構成を行った³。

本年度は、過年度に整備した上記データを用い、1件の過去版の再構成と、法令間の関連性データの整備を行い、プロトタイプに収録した⁴。過去版は、既に条文データを再構成済の原子力基本法と引用関係があり、かつ再構成作業が現実的に可能であるような改正回数・条文数の法律として、特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律を選び、条文データの再構成を行った。

収録法令類は下記の通りである。

- H23年度時点の法令類 : 313件
 - 内訳 : 法令 13件、政令 8件、省令 56件、告示 13件、通知・通達 29件、指針 44件、NISA文書 117件、内規 20件、その他 13件
- 改訂履歴 : 2件
 - 原子力基本法 (改正回数 5回、改正箇所総数 12ヶ所)
 - 特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律 (改正回数 9回、改正箇所総数 89箇所)

ただし、改正箇所は、「条文ひとつの改正1回」を1ヶ所とした。

(ii) 報告会資料

ヒアリング調査より、知識基盤は本事業の成果を検索・閲覧が容易な形でまとめることが期待されていることがわかった。本年度プロトタイプでは、本事業内で開催された下記の全体会合における研究発表資料及び関連する会議資料を収録した。

- H23年度成果報告会
- H24年度成果報告会
- H25年度第1回総括検討会
- H25年度第2回総括検討会
- H25年度中間報告会

e) 関連性

(i) 法令類

収録した313件のうち、条文データがテキストデータとして整備済の82件について、条文内に含まれる法令名及び法令番号の自動抽出を行い、引用・被引用関係データを作成した。

(ii) 報告会資料

報告会資料については、3種類の関連性データを作成した。

まず1つは分野による関連付けである。各研究発表資料は、システム安全、疲労、照射

³ 株式会社三菱総合研究所、「平成24年度高経年化技術評価高度化事業 成果報告書」

⁴ H24年度以降の法律改正や、原子力規制庁の発足に伴い作成された文書等は含まない。

劣化、コンクリート劣化、ケーブル劣化の5つの分野に分け、同じ分野の文書は関連があるものとした。これにより、関連研究の文書との関連付けを行った。2 つめは、会合による分類である。各研究発表資料は、発表された会合のプログラムと関連付けた。これにより、プログラムの文書を介して同じ会合で発表された資料同士の間での関連付けを行った。3 つめは、文書の本文内容のテキスト解析による関連付けである。研究発表資料内に出現する他の文書の情報（文書名、作成者）を抽出し、関連付けを行った。

(b) ユーザビリティの検証

作成したプロトタイプを想定ユーザー（審査業務ご担当者様）に試用いただいた結果、現状の画面構成・機能について概ね肯定的なご意見をいただいた。更に、各機能、収録資料に関しては以下のようなフィードバックを得た。

a) 機能に関して

- 関連性画面では文書の関係性を可視化できており、特に初学者にとってわかりやすいのでよい。今後、ガイドラインやマニュアル、規格基準等の関連性の可視化に期待する。
- キーワード検索画面、改訂履歴画面では、改訂日が表示されるのでよい。

b) 収録資料に関して

- 本事業の成果について、その根拠資料の確認が出来ることが望ましい。
- 規格基準類は、著作権等の問題があり本文内容の表示は無理だが、文書情報だけでも載せて、他の文書との関連性を表示できるとよい。
- 海外の文書では、規格が重要である。日本の規格と海外の規格との関連性がわかるとよい。
- 劣化現象に関する、他産業の文献も検索できるとよい。

5) 今後の課題

来年度に向けて、以下の課題が挙げられる。

[対象文献範囲のリスト化における課題]

- 経年プラントのシステム安全評価に資するユーザーが参照すべき資料のリスト化。資料としては以下の種類のものが考えられる。
 - 国内最新文献
 - ✓ 原子力規制委員会策定のガイドライン
 - ✓ 旧 JNES 作成の審査マニュアル
 - 本事業調査研究の根拠となる参照文献
 - 海外の安全規格基準類（考え方の整理）
- その他ユーザーが参照するべき文献に対する要件からの検討・追加。

[知識体系化における課題]

- 知識体系の整理にあたり以下の観点を検討することが必要である。
 - システム安全評価等の審査業務において有用な知識体系の明確化
 - 海外のデータベース・安全規格基準類の知識体系（I-GALL 等）に関する調査分析
 - 経年劣化事象や設備種別等による知識体系の整備（本業務におけるシステム安全のテーママップ等）

[データ化における課題]

- 検索機能向上のための辞書の整備（類義語、関連語、英語-日本語、概念関係等）
- テキスト化されている文書の関連性情報（改訂・参照）作成方法の整備（テキスト化されていない場合には手動リンク）
- 新規文献データ登録手続きの設計（本文データ有無、本文テキストデータ有無＝リンクデータ手動作成要否、など）
- 過去文献のテキストデータ復元・作成作業（過去法令類、規格基準類等）

6) まとめ

本年度の成果は以下の通りである。

- 経年プラントのシステム安全評価に資する本知識基盤の構築においては、本事業全体の最新研究成果を知識基盤に盛り込むことで発電用原子炉施設の審査業務における最新知見の活用を基本方針とした。即ち本事業の最終的な成果は本知識基盤として集約することを想定する。
- 知識基盤が持つべき基本的な機能をヒアリング調査等により整理した上で、GUI を中心とした一部の機能についてプロトタイピングを実施し、想定ユーザーによるユーザビリティの検証を行うことによって、基本的な機能実現の方向性を確認した。
- 様々なステークホルダーからのフィードバックを得ることが出来た中で、対象文献範囲のリスト化（海外文献を含めた範囲特定の考え方）、知識体系化（複数の知識の体系化方法）、データ化（関係性情報作成のためのテキスト化要件、収録のための著作権問題、新規文献登録手続き等）、などにおける様々な今後の課題を抽出・整理した。来年度以降の計画に反映していくものとする。

(2) システム安全評価データ共有・活用手法

1) 成果の概要

Innovators Marketplace on Data Jackets (IMDJ¹) によるデータ結合・分析戦略の構想技法を、原子力システム安全評価に資するデータ共有・活用に資するために適用する効果を実験的に検証する研究を進めた。システム管理に関連するデータには秘匿せざるを得ないものも多いことを認め、IMDJ ではデータの中身ではなくあえて要約のみ含むダイジェスト情報 (Data Jackets: DJ) だけを共有する。そして、DJ 間の関係を可視化したマップを参照しつつデータの結合と分析を行うシナリオを提案し評価し合う。本研究では結果として、原子力システム安全の領域において IMDJ 実施中に認知された (DJ の背景にある) データの利用価値は実施後 2 ヶ月～4 ヶ月後も安定的に評価が保持されることや、その効果によってデータ入手方法についての情報提供が増すなどという知見が得られた。さらに、視線運動計測によって、データを見る観点の変化や、データ利用シナリオに対する関心が生じるなどの有意義な観測成果を得た。

このような、データについての人間の主観的な価値評価は、情報学における実現困難なグランドチャレンジであり、本研究でも「提供不可とされていたデータが提供された」「分析の結果、有益な知識を得た」など究極的な目標にまでは直接到達していない。しかし、これらの目標よりも定量化しやすく一般性の高い「データの入手方法についての情報の増分」という新指標に沿った効果検証が、当該領域で有効であることを現在までのデータから検証し、代替目標として十分に達成したと考えている。各データの提供者と利用者にとっての価値が正しく評価されることの検証を本研究領域において進めたことは、社会的に意義が大きいといえよう。

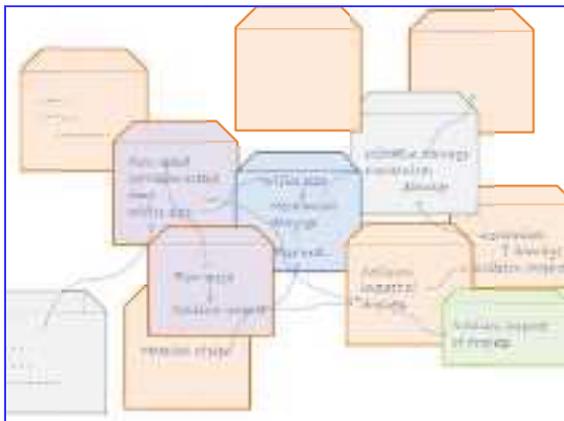
2) 市場メカニズムを模倣したシステム安全評価に資するデータ共有・活用手法 IMDJ

IMDJ の一般的な実施手順を図 2.3.1-9 に示す。IMDJ においては、参加者がデータは秘匿することが許容される。そして、データを所有する又は取得方法を知る人は、そのデータの内容ではなく、内容の概要を表す情報 (データ概要の説明文、変数、変数値の詳細度、マイニング等によって得られることの期待されるメリット等) を記載した「データジャケット (DJ)」を公開する。この DJ 化した情報だけから、データ間の関係が半自動的にマップとして可視化され、そのマップを見ながら行う議論にステークホルダーらが参加することによってデータ間の結合可能性や各データの利用価値を評価し、共有に値するデータを選択し、現実的な利用条件や価格の設定を決めながら提供あるいは共有してゆく。本研究では、社会的問題に対する関心を共有する人々が議論しながら、情報共有および関連するデータの利用価値評価を目指してゆくためのワークショップ技術として適用した。

¹ Ohsawa, Y., Kido, H., Hayashi, T., and Liu, C., Data Jackets for Synthesizing Values in the Market of Data, *Procedia Computer Science* 22, 709-716 (2013)



Step1) システム安全に関連するデータの所有者あるいは所在を知る者はデータジャケットに、記載・公開可能な範囲でデータ概要（変数集合やデータ概要）を記載する。



Step 2) 共通する変数やデータ概要中の概念を媒介としてジャケット間を結びつけ、全体としてDJ間の関係性を可視化。



Step 3) 原子力システム安全に関連する利害関係者（事業者、研究者、一般市民等）が連携し、データや分析ツールの利用によるシステム安全の為の構想と立案、評価を行う。24年度までに開発したシナリオマップ上のワークショップ（Innovators Marketplace）の発展形である。図 2.3.1-10 に要求と立案というやりとりの一例を示す。

図 2.3.1-9 市場メカニズムを模倣したシステム安全評価に資するデータ共有・活用手法（Innovators Marketplace on Data Jackets=IMDJ）の適用手順。この先に、得られたデータ結合提案（ソリューション）を整理、評価する段階が続き、全体がIMDJの工程となる。本研究では、この後工程も重要なポイントとなっている。なお、データジャケットDJは公開可能な部分情報を記載するものであるので情報保護についての懸念も軽減する対策となる。

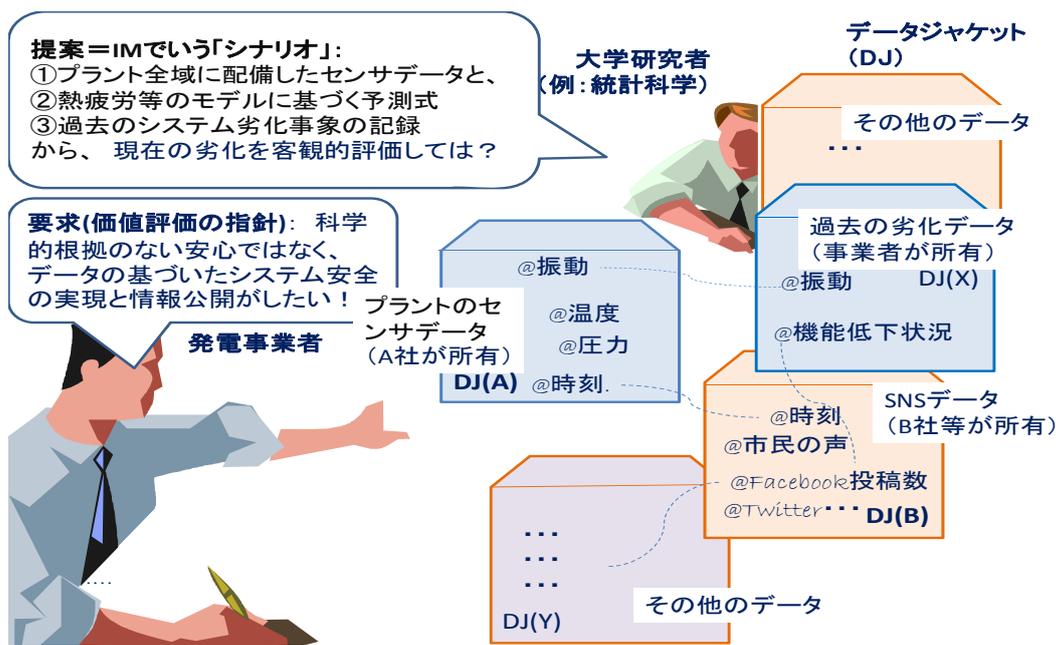


図 2.3.1-10 Innovators Marketplace on Data Jackets の適用による提案の一例。複数のデータが変数名や概念名を通じて結合される可能性を可視化し (Step 2)、得られたマップを参照しながら効率的にデータの結合とその効果について提案と評価を行う (Step 3)。不足データの補填や、有益と考えられるデータの所在についての情報交換も可能となる。

ここで目指す目標にとって、本手法 IMDJ のメリットは二点挙げられる。一点目として、データを共有あるいは公開することについて、原子力領域の専門家にはシステムの安全運用と組織的利益を確保する使命があるため、情報公開という一元的な観点からデータのオープン化に進むことはできない。そのため、必要なデータを必要な人に提供することに加えて、利用目的や提供の条件を明確な形で設定・説明することのできる仕組みが必要である。ワークショップとしての IMDJ は、このようなデータの利用目的や提供条件をステークホルダー間のコミュニケーションを介して設定してゆく議論フェーズおよびその前後工程からなるプロセスであり、将来的にはワークショップという枠を超えて、世界規模でデータネットワークを構築することを目指している。また、大規模複雑システムの構築・運用管理においてはデータや分析ツール、さらにその分析の背景にある専門家の知識を結合する必要があるが、データジャケットというシンプルなデータ概要を結合する案を策定することによって、データの結合・分析・可視化等のステップを含む利用シナリオを構想することの有効性が期待できることが第二点目である。

逆にデメリットは、ワークショップという会合やその前後処理の維持反復が必要となることであるが、むしろこの点は非効率と捉えるのではなく、コンピュータが知ることのできない人の様々な都合を介してデータ間のミッシングリンクを繋げるコミュニケーションの実現と考えて、ポジティブに推進することが社会的要請であると考えられる。Francis Galton

による統計科学の定義²にあるような、データに基づき主観的思考を交えてゆく仕組みづくりを忘れ、ただ普遍的パターンを抽出する機械的な手順を適用する対象としてのみデータを捉えようとする誤謬が、過去20年におよんで世界のデータマイニング、ひいては情報技術全体を席卷してきた。この方向性を正すことは、原子力システムに限らず、社会的ミッションに関連するデータを必要な範囲で社会的に共有する指針として大切である。

本年度は、各データの提供者と利用者にとっての価値が、IMDJを利用することによって正しく評価されることの検証を実験的に進めてきた。原子力システム安全の評価と実現に資するデータのダイジェスト情報をDJとし、DJ間の関係を可視化した上でデータの結合・分析シナリオの検討を行うIMDJを実験的に二度に渡り実施した。原子力システム安全という領域においては、この実験結果自体がデータに基づく問題解決の策定、行動計画の大枠となるので、昨年度までのワークショップ技法の研究成果を発展させて今後にとっても再利用可能な成果となる。即ち、主たる成果は、各ステークホルダーが利用・分析すべきデータの選択と、そのデータや分析結果を他のデータと組み合わせてゆく戦略の策定を、安全評価対象となるシステム全体を見渡す視野で行う方法を得ることそのものである。しかし、原子力システムから一般社会に拡張させる発展段階を見据えると、この方法を通じて得られる各データの利用価値に関する評価も重要な効果であり、その社会的貢献度は主効果に勝る可能性もある。この効果の副次効果として、データの中身をオープンソース（無料公開）とするか適正価格を決めるかなど共有の条件設定を提供者と利用者による交渉を経て実現できる可能性にも、様々な方面のデータ管理者から期待が寄せられている。

さらに先の応用段階を見据えると、IMDJにおいて可視化されたDJ間の関連性のマップにおいてデータ間の構造的な類似性も可視化することができれば、分析者は異種データの分析経験者から学ぶことも可能となる。従って本提案は、原子力におけるシステム安全を起点に、社会システム、市場システムの安全かつ持続性のある発展に寄与するデータサイエンティスト（正確にはデータエンジニア）育成に繋がってゆくと考えられる。

3) 実施方法

本研究では、IMDJの試験的実行によりDJの記載項目等の開発を経た上で、各ステークホルダー（事業者、メーカー、研究者、学協会、政府など公的機関を含む）からデータジャケットの提供を受け、DJ集合にもとづくマップ(DJ関連性グラフ)の可視化を経た上で、Innovators Marketplaceの技法を二度適用した。これは、「DJの提示と可視化→議論と交渉→データ共有条件の策定→必要によりデータ概要の追加→DJの提示と可視化」という試験的なプロセスを二サイクル回したことになる（このようにプロセスとして継続することがInnovators Marketplace on Data Jackets: IMDJの本質である）。これによって、
(A) IMDJにおけるデータ結合によりシステム安全評価に資する分析方法が着想できること
(B) IMDJにおける議論により、各データの利用価値が正しく評価されること

² Galton, F. (1883). *Inquiries into Human Faculty and its Development*, Macmillan.

の検証を実験的に進めてきた（この評価が作業⑤）。

4) 実施した IMDJ プロセスの全工程概要

IMDJ の反復と結果（社会的にはプロジェクトの成果であるので、集会者には成果と称して参加を呼びかけた）評価を、以下のとおり実施した。

- ・ 第1次データジャケット募集、IMDJ ワークショップ（2013. 9. 6）
- ・ 第2次データジャケット募集、IMDJ ワークショップ（2013. 9. 17）
- ・ IMDJ の成果分析（2013. 10-2014. 2）と評価
- ・ 第3次 IMDJ ワークショップ（2014. 2. 3）第1～2次 IMDJ の成果評価会（IMDJ 後処理）
- ・ 第4次 IMDJ ワークショップ（2014. 2. 17）第1～2次 IMDJ の成果評価会（IMDJ 後処理）

以下、各ステップについて実施内容を述べる。

・データジャケット募集（第1次 2013. 9. 5 まで、第二次 2013. 9. 16 まで。その後も、今後の展開に向け随時募集中）：原子力システムの安全に資する可能性のあるデータについて、データジャケット（DJ：概要および代表的な変数名からなるテキスト情報）を、提出者が公開可能あるいは公開希望とする範囲で収集。データそのものはワークショップ全体を通じて秘匿することを許容し、DJ 提出も任意とした。当初は図 2. 3. 1-11 の用紙に記入し、図 2. 3. 1-12 のように紙に手書きして郵送又は手渡し、あるいはメール（PPT 形式）でお送り頂いたが、第二次 WS 準備から現在までは図 2. 3. 1-13 の Web エントリー様式を導入している。図 2. 3. 1-14 に一部を示すように、第一次 IMDJ の段階では 16 枚の DJ が収集され、他に関連する可能性のあるデータ（地震や建築物振動のデータ）についても 16 枚補填した。第二次 IMDJ ではこれに第一次で追加提案された 7 枚の DJ も含めた。



図 2.3.1-11 配布して記入する DJ 記入用紙：日英の両方の様式で提供が得られた

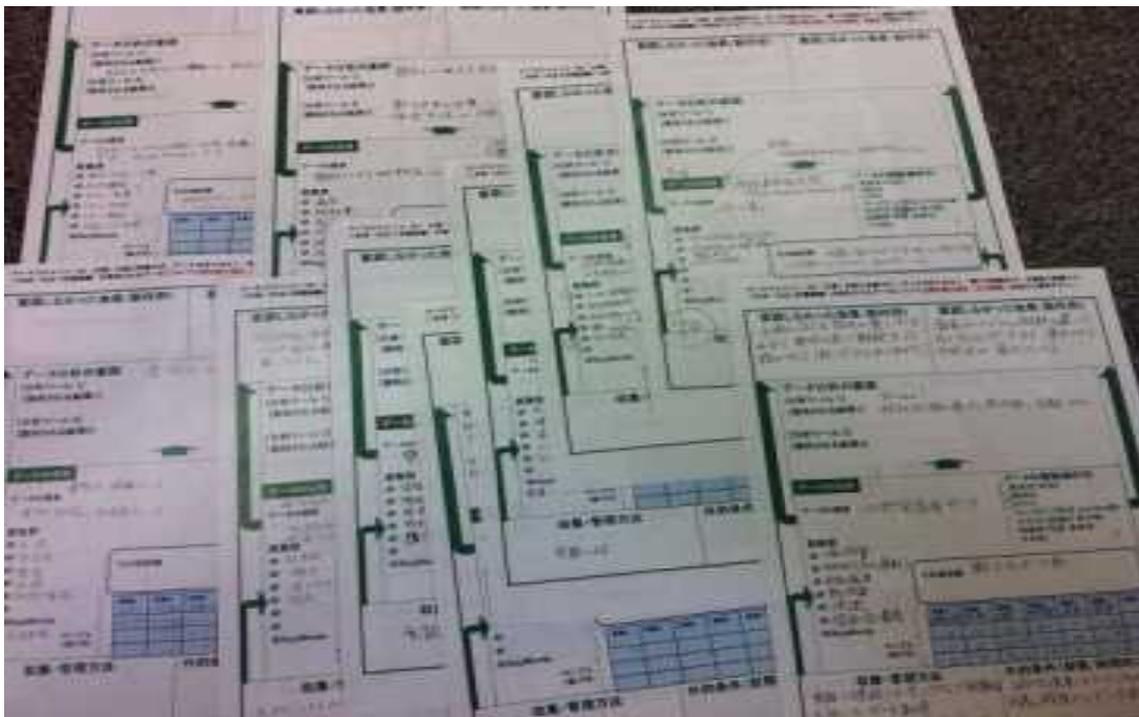


図 2.3.1-12 収集されたデータジャケット記入済みの用紙の一部



図 2.3.1-13 Web からの DJ 記入様式 (日本語と英語のものを用意し、両方による提供が得られている)。第 2 次データジャケット募集 (9/16 まで) から追加すべき DJ を募集するために導入した。この Web 登録様式については、その後も別プロジェクトの参加も含めながら改良を進め、現在は 200 件超の DJ が収集されている。

S10	建物の振動データ	S11	原子カプラント機器の故障・損傷データ	S12	照射脆化サーベイランスデータ
データ概要	建物各種の加速度データ、応急危険度(時系列、グラフ)	データ概要	原子カプラントにおける機器の故障・損傷データ、Human Factor のデータ: 表形式、時系列、グラフ。	データ概要	タイトルの通り、表形式、時系列。
属性(データが扱う変数)	日時 加速度 深度 震期	耐震	機器名称と分類 故障履歴 改良の効果 HF の履歴	属性(データが扱う変数)	中性照射 α 照射 β 照射 γ 照射
データ収集等の前提条件		データ収集等の前提条件	各社プラントにおける機器の故障履歴と改良などによる履歴の変化。HF も同様。	データ収集等の前提条件	
推奨分析ツール		推奨分析ツール		推奨分析ツール	メカニクスベースの照射脆化予測式 純粋処理のみによる照射脆化予測式
分析の期待	建物の地震損傷の判定	分析の期待	異種的な故障モデルと、機器故障・損傷フローに用いたい	分析の期待	
予想外の結果		予想外の結果		予想外の結果	照射量が真い場合、予測が合わないことがある。データが少ないことが理由でメカニクスが不確か、区別できない。
S13	日本近隣地震データ	S14	原子カプラントケーブル経年変化評価技術委調査(ACA)	S15	原子力発電所における機器運転・制御の安全のための電気機器監視法規格(IEEE/IEC)
データ概要	全国で起こる地震の時系列データ(1923 年から 2011 年までの有感地震) PDF、表形式。	データ概要	ケーブルの劣化破断の性質手帳を提供する、日本核エネルギー安全機構による長期的な年のプロジェクトの結果、原子カプラントにおける実際の運営状況に対応する評価方法において経年化したケーブルの管理、ケーブル環境条件テストのためのガイドの策定: JNES-S3-0900MPF の中で操作された	データ概要	原子力発電所でケーブル低下を評価/測定するための、信頼性の高い測定監視手帳(IM, EAB, OCT), テキスト形式、原子力発電所のケーブル設置、環境条件モニタリングのエキスパートが利用。
属性(データが扱う変数)	日時 マグニチュード 場所	経度 経度 深度	属性(データが扱う変数)	経年変化するケーブルに関連する研究者、ケーブルメーカーが関心を持つ環境条件	プレテスト ケーブル劣化評価 AC 電機の使用可能性調査結果
データ収集等の前提条件	気象庁の観測観測所および、(平成 9 年 11 月 10 日)から地学公共団体や防災科学技術研究所の観測観測所のデータ。気象庁 Web サイトからダウンロード可能。	データ収集等の前提条件	高経年化加速度試験、種別 AB 試験において大規模サンプル数のテストにより行われた。(Web が SQL 可能)	データ収集等の前提条件	ケーブル試験に基づき、安全性が重要な原子力発電所における状態監視の作業手帳を定めたもの、IEC (International electrotechnical commission) が購入: 240USD
推奨分析ツール	観度解析+H03	Apriori	推奨分析ツール		
分析の期待	エリアによる 2011 前後の観度傾向、Area のウェストは 2011 年の後に増加しました。1 風中西部一帯気象北流	同時にあるいは連続的に観測する傾向があるエリア、Es: 山梨 風中西部一帯気象北流	分析の期待		
予想外の結果	地震データが見当たらないところエリアの特定の季節の注目、に、地震と天候の関係の発見。	予想外の結果		予想外の結果	

図 2.3.1-14 収集されたデータジャケットの一部をカード化したもの。比較的大規模なデータも、要点のみをカード化することにより利用戦略を構想することができる。

・ 第一次および第二次の共通実施手順 (※実施から得られた内容は後述の 5) 節に示す)

このワークショップでは、参加者らに以下の目的、注意点を告げて実施した。

目的：原子力システム安全に関わるステークホルダー（事業者、メーカー等のステークホルダーおよび一般国民：一般国民としては6日は本プロジェクト関連研究室の学生のみ、17日はfacebookなどで収集した）が、互いの要求に答え合うために、どのデータをどのように活用してゆくべきか、市場型コミュニケーション技法によって検討する。

注意点：各ステークホルダーの要望に対して、原子力システムに関連する各種専門家が有する（場合により提供困難とされる）データおよびそれらのデータを組み合わせた結合データを分析する方針を提案し、その提案について評価・改善することを意識して進める。結果を元に既存データの用途策定、利用価値、公開可能性、新規データの収集の必要性を評価して整理してゆく、参加者の了解が得られる範囲において結果を公開予定。

データジャケット（DJ）、データジャケット（DJ）市場マップ（図 2.3.1-15 および図 2.3.1-16）の DJ 間の関係を、Key Graph³⁴などの手法で表現したものを用いながら、意見の交換は口頭のほか、付箋に記入して以下のようにマップに貼り込む形で実施した。

0. 自己紹介：原子力安全における役割を中心に話す。発言内容の選択は任意。
1. 個人ワーク：まず IMDJ で用いた全ての DJ に目を通し、国民の原子力安全の要望に応えるために重要と考えるデータ項目やそれらの関係などについて、メモしてゆく。次に DJ 間の関連性マップを見渡し、専門家あるいは国民としての要求を付箋に書いてマップ上に貼ってゆく。貼る位置は、「要求を満たす可能性があると思うデータを要約した DJ の付近」とするが、該当する DJ が複数あれば中間点。
2. 全体でのグループワーク：
 - 3.1 どのプレイヤーも、各 DJ を見ながら、どのデータ（あるいはデータの組み合わせ）が自分の要求に叶うかを、想像して他プレイヤーに話してゆく。他プレイヤーは、他の DJ に書かれたデータや、マップ外でも自分の知っているデータが要求満足に役立つと思ったらそれを未記載 DJ に書いて提示。
 - 3.2 それぞれの要求に答えるために、3.1 で提案されたデータ分析を実施する具体的な方法（解析方法、説明方法、新たなデータの収集方法など）を、提案できる人から提案する。その提案を、要求を出した人が評価。
3. 3 までの結果をオーガナイザー（東京大学・大澤教授）が総括し、要求とそれを満たすデータの関係、データ活用への期待度を整理。

³³ Ohsawa, Y., Benson, N.E., and Yachida, M. KeyGraph: Automatic Indexing by Co-occurrence Graph based on Building Construction Metaphor, Proc. Advanced Digital Library Conference (IEEE ADL'98), 12-18 (1998)

⁴ Ohsawa, Y., Data Crystallization: Chance Discovery Extended for Dealing with Unobservable Events, New Mathematics and Natural Computation 1 (3), 373 - 392 (2005)

それぞれのワークショップについては、以下のように実施した。

第一次 IMDJ ワークショップ I (9/6)：主に原子力専門家が互の要望に対応するための、データ分析方針の検討：東京大学・大澤研究室によって収集した DJ セットを KeyGraph によって分析・可視化し、各種データの関連性マップ（図 2.3.1-15）に基づき実施した。参加者は事業者 3 名、学協会（もとメーカー）1 名、MRI 1 名、学生（原子力が専門）2 名、教員（原子力に関連）1 名であった（実施風景を図 2.3.1-17 に掲載）。

第二次 IMDJ ワークショップ (9/17)：原子力専門家と一般国民が互の要望に対応するための、データ分析方針の検討：追加された DJ を含めてマップを新たに可視化し（図 2.3.1-16）、新たに参加する一般国民と専門家が要求を出し合い目標に含めて第一次同様の形式のワークショップを実施した。参加者は事業者 2 名、学協会（元メーカー）1 名、総研 1 名、学生（原子力は専門外）4 名、一般参加者（職業が原子力に関係しない）3 名であった。

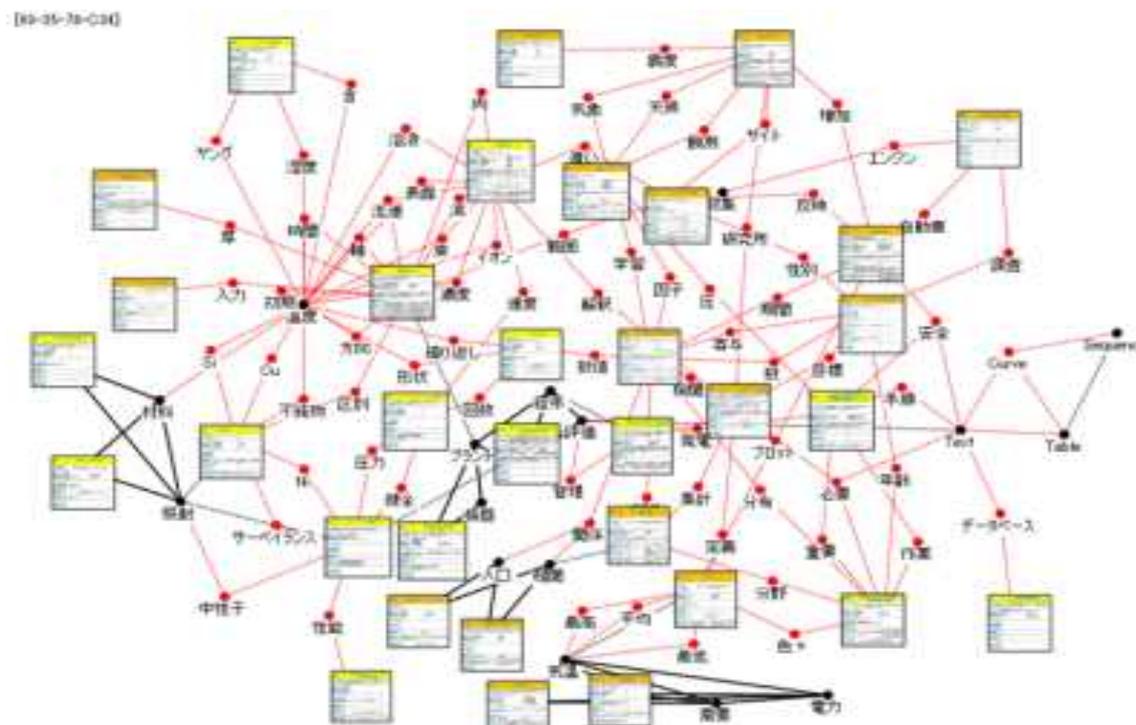


図 2.3.1-15 データジャケット (DJ) 間の関係性を可視化したマップ。第二次ワークショップにおいて使用したもの。各 DJ の内容を形態素および変数名に分割してバスケット化し、得られたテキストデータをバスケットを共起単位とする KeyGraph³ で可視化した。

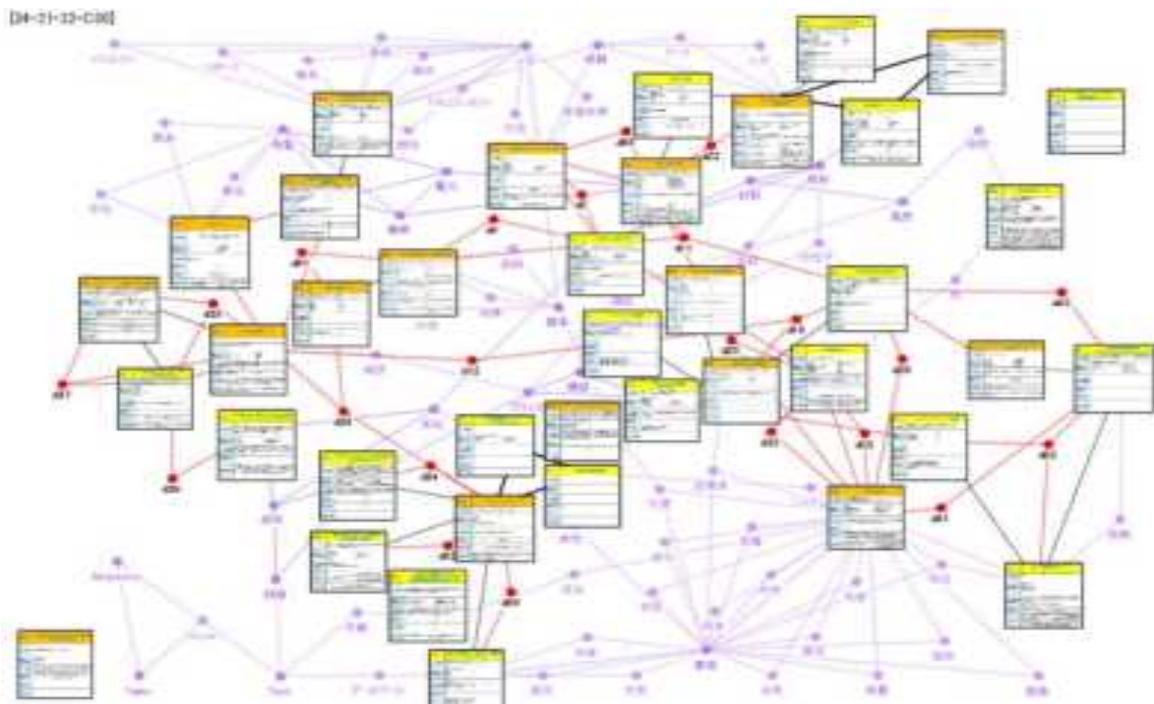


図 2.3.1-16 第二次ワークショップにおいて使用したマップ。専門用語から離れた提案を募るため、データ中の単語を介さない潜在的なつながりを可視化する目的でデータ結晶化(Data Crystallization⁴)を用いた。



図 2.3.1-17 Innovators Marketplace on Data Jackets の適用（第一次 IMDJ ワークショップ）実施風景。データの結合（ソリューション）提案とそれに対する利用者視点からの要求出し（左上）、出された要求や提案に対する評価と改善を行う会話（右上）、ワークショップの最後に行う参加者の意見整理（左下）。休憩時には壁に貼られた初期のマップを見て初心から話し合うことのできる環境とした。これは、特定のタスクに集中して会話の文脈を限定しすぎることを避けるための工夫である。

5) IMDJ の実施から得られた成果

(a) ソリューションの例

例えば、第二次の WS では図 2.3.1-18 のように付箋が貼られた。同図には例として提案された「データ結合案（ソリューション）：人口減少による都市放棄想定と地震リスクから最終処分場立地候補を出す」も含めている。これは、

- ・日本近隣地震データ：日時、マグニチュード、場所
- ・都道府県ごと子供人口

という二件の DJ を結合したもので、「国際的、地域的な立場から安全性を主張できるよう

に」して欲しいとする要求に答えたソリューションであった。後述の IMDJ 結果評価において二回のワークショップで示されたソリューション（全 43 件）のうち上位 13 位にはいったものである。各地域の人口密度と予測される被害地震の確率から核廃棄物貯蔵地域を選択することは自体は不十分な考えであるが、何が不十分であるのかをデータに基づいて検討することは重要であろう。この結果を元に、図 2.3.1-19 のように、日本地図上に複数のリスクに関連するデータを変換し、結合して可視化を試みた。

この図を提示して、

Q1: 核廃棄物最終処分場を検討し可能な場所を円で囲む

Q2: 不足している情報（人口と地震以外に考慮すべきデータ）を記述する

ことを JAMPSS メンバー 6 名に依頼したところ、色の薄くなっている栃木県、茨城県内陸部のほか、千葉県の房総半島中心の標高の高い地域が挙げられたが、2 名は該当地域を回答しなかった。また、4 名が不足データを指摘し、うち複数名が火山分布と地下水分布のデータの必要性を指摘した。これらは IMDJ においても指摘されなかった新たな情報であり、主観的気づきを出し合うというデータ分析の本来の役割²を発揮していることが分かる。



図 2.3.1-18 IMDJ の終了状態におけるデータ市場マップ



図 2.3.1-19 成果例（1）生活圈・ハザード重ね合わせマップ（人口分布^④地震予測：震度 ≥ 5 強, $t < 30Y$ 分布）。以下の二種類のデータを緯度・経度で統合し QGIS ツールで可視化（分割粒度の統合、確率に応じた色分けなど）を行ったもの：

- ・人口分布 <http://e-stat.go.jp/SG2/eStatGIS/page/download.html>
- ・地震データ：<http://www.j-shis.bosai.go.jp/map/JSHIS2/download.html?lang=jp>

さらに、「工学部の授業コンテンツと、ジャーナリストによる原子力発電に関する一般向け解説、および専門家によるシステム安全に関わる文書（原子力学会：安全部会セミナー報告書等）を併せ用いることによって、非専門家にとって難解なことを専門家から“中立的立場”に立って平易に伝える」というソリューションが提示された。このソリューションを実現する手段として、東京大学・大澤グループでは独自のキーワード抽出法⁵を元に、専門家と非専門家の視点を左右に配置して可視化する図 2.3.1-20 の Gyandro Graph（雌雄の形態が同じ個体の左右に現れる蝶になぞらえた）を開発した。この可視化結果から Q1 一般人が求めている情報や専門家の用いた単語について新たな気づきが見られたか、Q2（この図を見て）一般の人に伝えたい情報が生じたかについて先述の場合と同様に JAMPSS 参加者に聴取したが、「安心という語を一般のジャーナリストも（意外と）用いていないが、書いている後は安心の話だ」という意味の意見の他は、特に明確な効果を示すことはできていない。しかしながら、一般人における同図の視察においては、Q1 について「安全性について自分たちは人の問題に目を向けたいが、原子力の専門家はプラントそのものや装置といった人工的な物にフォーカスを限定しすぎているように感じられる」とし、これを有益な知見とする意見が複数名から共通して得られている。このソリューションの目標である“中立的立場”に立って平易に伝えるということの前提には、互の視点の差異を理解することが必要となるため、この図はその準備段階として有益に働く可能性がある。

⁵ 薦田 和弘 大澤 幸生 潜在トピックを用いた専門家推薦手法と知的創造活動への影響評価 人工知能学会全国大会予稿集 3E1-2 (2013)

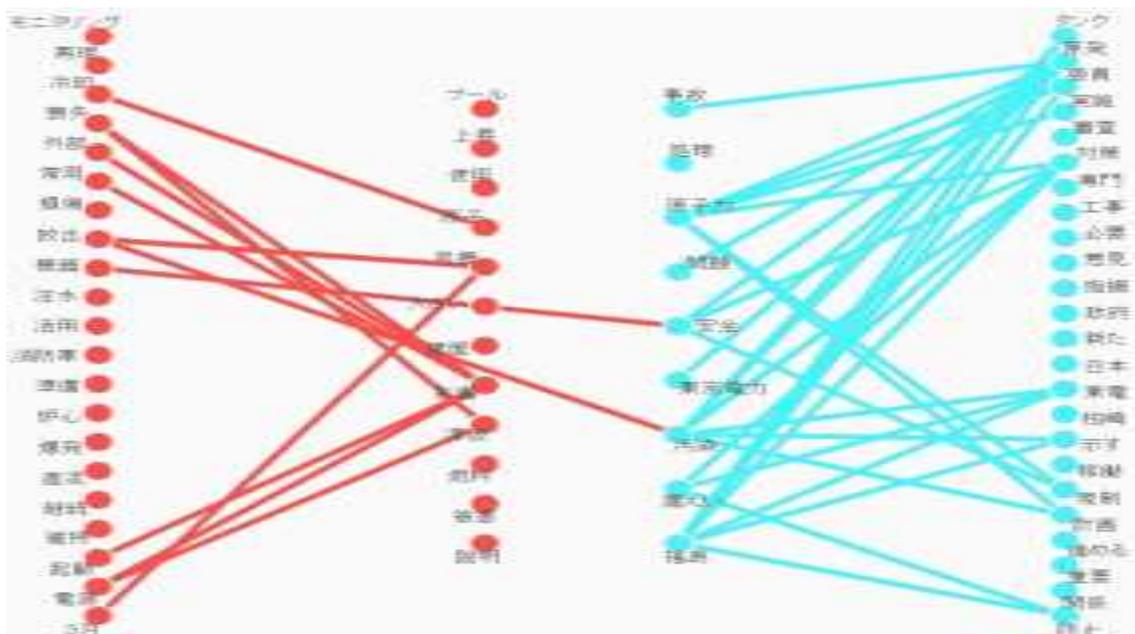


図 2.3.1-20 成果例（2）ジャーナリストによる原子力発電に関する一般向け解説群（Yahoo!ニュースから取得）、専門家によるシステム安全に関わる文書群（原子力学会：安全部会セミナー報告書等：左側）について、片方の文書群に出現しながらもう片方の文書群における潜在的な文脈とも関連のある単語を可視化している。単語間の結線は、該当する単語ペアを含む文書が存在することを意味する。

(b) 要求数、ソリューション数などから見た、多様な IMDJ における本領域の位置づけ

これまでに実施してきた IMDJ の全体的な傾向として、要求数が増大するとソリューションの提案件数も増大する(図 2.3.1-21)。この傾向そのものは本プロジェクトではなく IMDJ の一般的特性であるが、この相関は $R=0.70$ と高い。グラフとして示さないが、準備する DJ 数の増加はソリューションと相関しない ($R=0.23$)。闇雲に組み合わせ元の要素を増やすよりも適度な制約を与える方が人の創造性を高めることができるというのは Finke によって示されていたが⁶、ここでは要求がその適度な制約として働いたと考えられる。一方、新規追加される DJ の数は、要求数 30 件程度をピークとして減衰する傾向にある。この傾向は、一件の要求についての議論の時間が短くなると必要なデータを探り出すほどに深く議論することができないことに起因すると考えられる。これらの傾向の中で、今回の二度の WS はいずれも、同じ要求数の別事例と比較してもソリューション数が高い。このことは、当分野が社会的要求に必ずしも依存せずにデータ分析およびそれに基づく意思決定を行っている結果であるとの解釈も可能であるかも知れないが、いずれにせよソリューションが多いことはデータを有効に活用するために有益なきっかけとなる。

⁶ Finke, RA., Ward, TB., and Smith, SM. (1996). Creative Cognition: Theory, Research, and Applications, MIT Press. (1996)

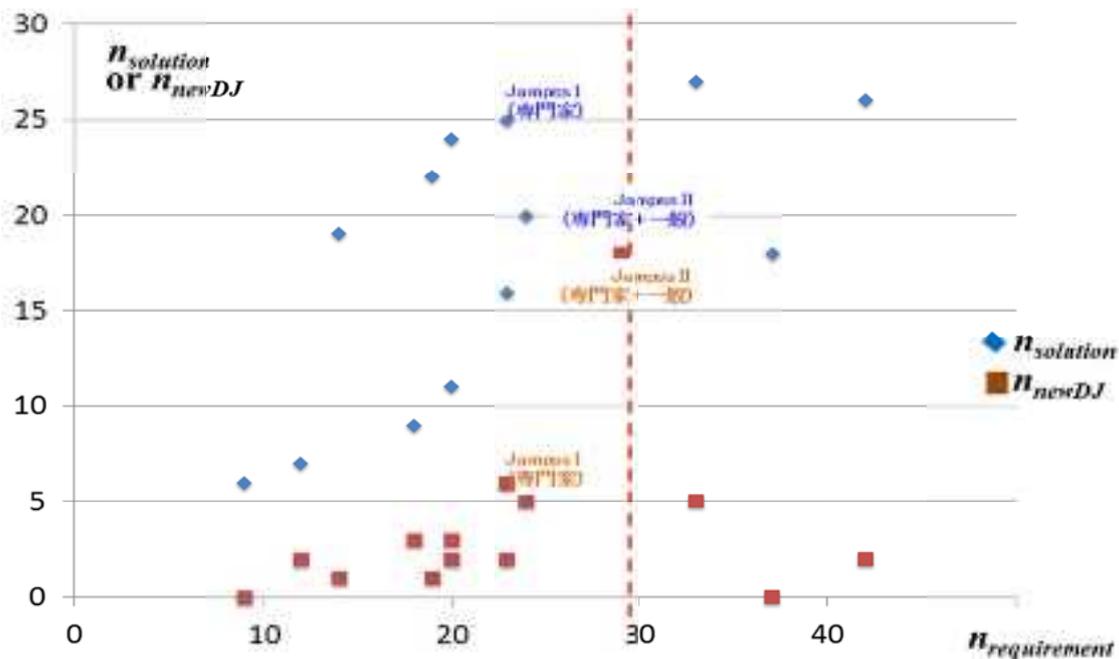


図 2.3.1-21 IMDJ 実施中における要求数（よこ軸）とソリューション数（菱形のプロットと縦軸）および新規追加提案された DJ（正方形のプロットと縦軸）⁷[Ohsawa et al 2014b から抜粋し和訳]。

一方、一般からの参加のあった Jampss II（第二回）と図に示したプロットは要求が 29 件と多めで、ソリューションは Jampss I（第一回）と比べてやや低調であるものの、新規追加 DJ の数は飛躍的に上がっている。一般人と専門家が意見を交換することによって、新たなデータ収集の必要性を検討する効果が顕著に得られている。このことから、IMDJ に対する一般人の参加を今後も続投してゆくことが望ましい。なお、同様の知見はインフラレジリエンス構築シナリオにおいて得られている。

6) IMDJ 実施結果についての事後における評価と知見

(a) ソリューションとデータ価値の評価

表 2.3.1-2 に、第一次、第二次の IMDJ を得られたソリューションのうち IMDJ において評価を受けたもの（IMDJ では各参加者がソリューションの提案と評価を行うが、ここで評価を受けたとはその評価点が 0 を超えたことを意味する）とその為に組み合わされた DJ のリストを示す (5(a) ソリューションの例で述べた二例は、ここでの 13 位と 9 位であったことが分かる)。この結果のうち、合計点の高いものの DJ とソリューション、要求の関係を可視化した樹形図が図 2.3.1-22 である。

⁷ Ohsawa, Y., Liu, C., Suda, Y., and Kido, H., Innovators Marketplace on Data Jackets for Externalizing the Value of Data via Stakeholders' Requirement Communication, AAAI 2014 Spring Symposium on "Big data becomes personal: Knowledge into Meaning, March 2014, Stanford (2014)

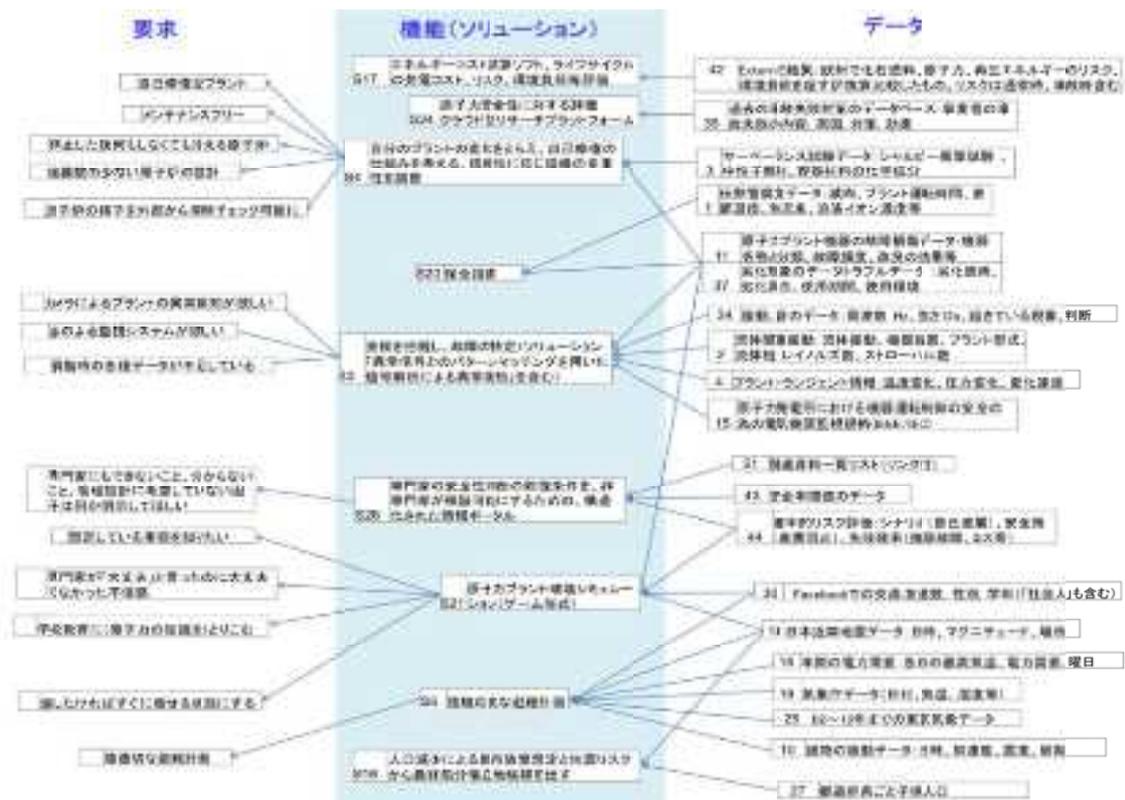


図 2.3.1-22 IMDJ における高評価ソリューションと関連する DJ の繋りを表す樹形図

(b) データ価値認知の固着性

この図 2.3.1-22 を見せながら 12 名の被験者に

- Qa: この図の左端にある「要求」で、新しき気づいた内容があれば丸で囲って下さい
- Qb: また、追加の「要求」、および、その要求に答えるために役立つ情報があれば右の「データ」から線で結んでください。「データ」が不足していれば新たに必要と考えるデータの概要を追加して下さい
- Qc: 右端にある「データ」で、入手方法（持ち主、Web ページを探すキーワードなど）が分かれば図中に書き込んで下さい

との質問に答えるアンケートを実施し、合計 10 分以内で回答を依頼しその場で回収を行った。ここまでで得られた結果の整理として、以下の変数値について評価を行った。

S^1_{DJ} : 各 DJ の IMDJ 実施中における価値評価スコア:

$$S^1_{DJ} := \sum_s popular(s \in Sol_{DJ}) \quad (2.3.1-1)$$

Sol_{DJ} : IMDJ 実施中に、当該 DJ を用いて構成したソリューションの集合

$popular(s \in Sol_{DJ})$: IMDJ 実施中、ソリューション s を 0 点を超えて評価した人数

S^2_{DJ} : 各 DJ の IMDJ 実施後（2013 年 11 月後半～2014 年 1 月）における価値評価スコア:

$$S^2_{DJ} := \sum_s score(s \in Sol_{DJ}) \quad (2.3.1-2)$$

$score(s \in Sol_{DJ})$: IMDJ 実施中、 s について表 2.3.1-1 で評価された合計点数

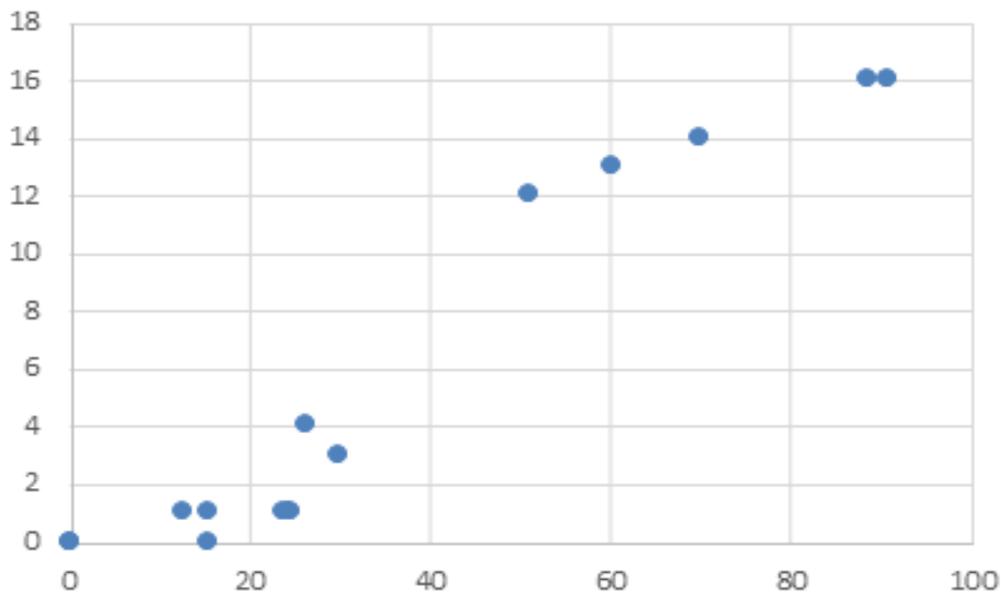


図 2.3.1-23 IMDJ におけるソリューション経由の各データの価値について、IMDJ 実施中（縦軸： S^1_{DJ} ）と事後評価（横軸： S^2_{DJ} ）の関係

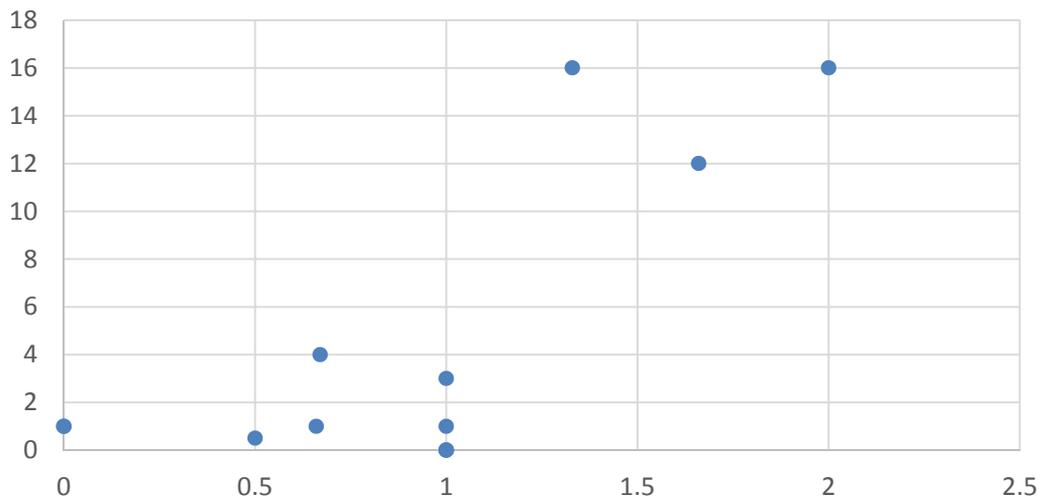


図 2.3.1-24 横軸は樹形図 2.3.1-22 を見て追加された各 DJ についてのデータ所在情報の量、縦軸は各 DJ についての先出の S^1_{DJ}

この結果、図 2.3.1-23 のように、評価された各データの価値について、IMDJ 実施中（縦軸： S^1_{DJ} ）と事後評価（横軸： S^2_{DJ} ）の間に極めて高い相関（ピアソン相関係数 $R=0.96$ ）が確認された。驚くべきことに、各ソリューションについての評価は IMDJ 実施中と事後評価で相関が低い ($R=0.04$)。即ち、各データの価値は、ソリューションの評価を介して評価されているにもかかわらずソリューションそのものの価値以上に安定して評価が固定している。実施前の段階ではすべての DJ が独立に提案されており、DJ 間の比較や用途の構想は行っ

ていなかったため、この結果は注目に値する。このことから、評価者は、データの価値に気づくきっかけとして働いたソリューションよりも、気づいたデータの価値に期待するに至った可能性があると考えられる。この様に、IMDJ 実施中に認知された各 DJ の価値がその後も継続して認知され続けることは、原子力システム安全における重要な特性である（当領域を超えて成立するか否かは課題であるが本プロジェクトの範囲ではない）。

(c) データの価値認知の指標としての「入手（所在）情報量」

専門家によるデータの価値認知はデータの共有態度に現れると考えて、樹形図 2.3.1-22 の視察下で各情報の入手法あるいは所在情報について紹介する情報を追加したかどうかを検証した。ここで、Qa, Qb, Qc の回答時間を合計で 10 分以内に限定したことが重要である。即ち、この時間内でさらに、先述の Qc に答えて情報の入手方法を記入するためには、紹介するデータに該当する DJ を選択する必要があった筈である。その選択で

- ・ データを共有しても、社会あるいは特定組織の利益を害しないかどうか
- ・ 提案されたソリューションが、データ利用方法として適切であるかどうか
- ・ 提案されたソリューションが満たそうとする要求に共感できるかどうか

などの点を検討したと考えられるが、これらはいずれも本研究の目的であるデータの共有のための根本的な問題である。そこで、ここでは図 2.3.1-24 のように、次の X と Y の関係性を評価したところ、ピアソン相関係数 $R=0.72$ と高かった。

X(横軸)：図 2.3.1-22 を見て追加されたデータ所在情報の数（推薦された情報が入手できるものは 1.0、推薦されたが所有者の都合等により入手不能なものは 0.5 と数えた）

Y(縦軸)：各 DJ が寄与したソリューションについての、IMDJ 実施中における評価者数の和（先出の S_{DJ}^1 に相当）。ただし、回答者の専門領域に該当する DJ に限定するため地震履歴データと facebook データを除外した。

各シナリオの評価者は 12 名、そのうちデータの所在情報の追加をした人は 6 名でそれぞれ原子力の専門家であった。この結果から、IMDJ において重く用いられた DJ について、実施後にソリューションとの関係を整理することは、それらの DJ について情報を共有しようとする動機付けとして有効に働くという期待を得る。

(d) 視点運動による洞察点抽出とデータジャケットの価値認知

認知科学における洞察とは、インパス (impasse: ある観点に拘束され適切な解への到達が妨げられている状態) から解放されることである。問題を図示した二次元の画面上での回答者の視点運動の向きが、洞察時には縦向きから横向き、あるいは横向きから縦向きに急峻に変化する⁸他、ピカソによる絵のような抽象的な図の意味を見出す瞬間においても速度 20~30deg/sec 前後の線形の視点運動 (Slow Saccade Line) の向きが変化する⁹ことが

⁸ Terai, H., & Miwa, K., Insight problem solving from the viewpoint of constraint relaxation using eye movement analysis. *Cognitive Science*, 671-676. (2003)

⁹ Ohsawa, Y., & Maeda, Y., Eyes Draw Auxiliary Lines in Interpreting Images, *Journal of*

見出されてきた。最近筆者らは、このような変化を「洞察点」の抽出に適用する手法を開発していた。洞察点とは、上記の洞察が起きる時点のことであり、ある程度ゆっくりした速度視点運動の向きが急激に変化する時点を捉えるのがこの手法である。

この手法自体は本研究そのものによる成果ではないが、特に格子のように縦横の配列が問題解決にとって意味を持つ場合に、式(2.3.1-1)、(2.3.1-2)の式に従う時点 t において視察している二次元平面の点 $x(t), y(t)$ に書かれた内容が、被験者が洞察によって得た思考に強く関連する傾向があることを、実験的に見出してきた。

$$|d(x(t), y(t))/dt| < \theta_{vel} \quad (2.3.1-3)$$

$$f(t+dt) \cdot f(t) < \theta_{dir} \quad (2.3.1-4)$$

$$f(t) = |dy/dt|/|dx/dt| - 1 \quad (2.3.1-5)$$

ここで、 θ_{vel} は洞察が起きる前後における速度の上限値で、今回の適用実験では35deg/secに設定した。 $f(t)$ はある時点 t における視点運動の向き (xy 平面における傾き) が 1 よりどの程度だけ大であるかあるいは小であるか、即ち横に比較して縦方向に速く移動している度合いの大きさを表す。 θ_{dir} は負の値をとり、式(2.3.1-2)は縦から横、あるいは横から縦へと視点の運動方向が変化した時点のうち、変化の程度が大きかった時点を選んでいることになる。

ある洞察点の近隣には、その前後に続く洞察点が線上に分布することが多い。一例として、図 2.3.1-25 に原子力関連の大学研究者の視点運動から抽出した洞察点を示す。これは、次のタスクを遂行時の Step2 での樹形図 2.3.1-22 上の視点運動である。

Step 1) IMDJ で用いられたデータジャケット (DJ) 集を黙読する (10 分程度)

Step 2) アイセンサーの装着と準備 (2 名) : 20 分程度 : 図 2.3.1-22 を見て、およそ以下のようなことを行うつもりで考えたことについて自由に付箋に書いて図中に貼る。

- ・提案された DJ, データ利用シナリオ、要求の重要性等をそれぞれ評価、
- ・各データについて、誰がどのような条件で用いるべきか
- ・各 DJ の示すデータの利用価値評価、適切な公開範囲や体制案

図 2.3.1-25 で、背景の写真はこの課題を終えた状態であり、曲線の矢印および全面の小さな写真は近接時点に並ぶ洞察点における視点運動の軌跡を示したものである。即ち、洞察点を視点運動が通った位置には後ほど付箋に記入して貼付するに値するだけの思考が発生している傾向が見出される。この課題を 8 名の被験者 (専門家 : 原子力に関連する学協会から 1 名、事業者 1 名、MRI から 1 名、大学から研究者 2 名、非専門家 : 原子力に直接関係しない領域の大学院生 2 名、大学研究者 1 名) に遂行してもらい、全員の洞察点とその前後 0.3 秒 (洞察の背景となった文脈と結果まで示すため) における視点運動の軌跡を一枚にまとめたのが図 2.3.1-26 である。この中で、小さな円は洞察点の時区間の始点で、実線は樹形図全体のうちでデータに関する領域を経由する軌跡である。多くの軌跡は横方向すなわちデータ、そのデータの利用によって得られる機能、その機能によって達成される

社会的要求を結ぶように配置されている。この結果から、原子力システム安全の領域においては専門家においても非専門家においても、データの用途についての洞察、すなわち観点を変化させ問題の適切な解決に至ろうとする効果が生じると考えられる。



図 2. 3. 1-25 原子力関連の大学研究者における洞察点付近の視点運動 (矢印は抽出された線を再トレースしたもの)

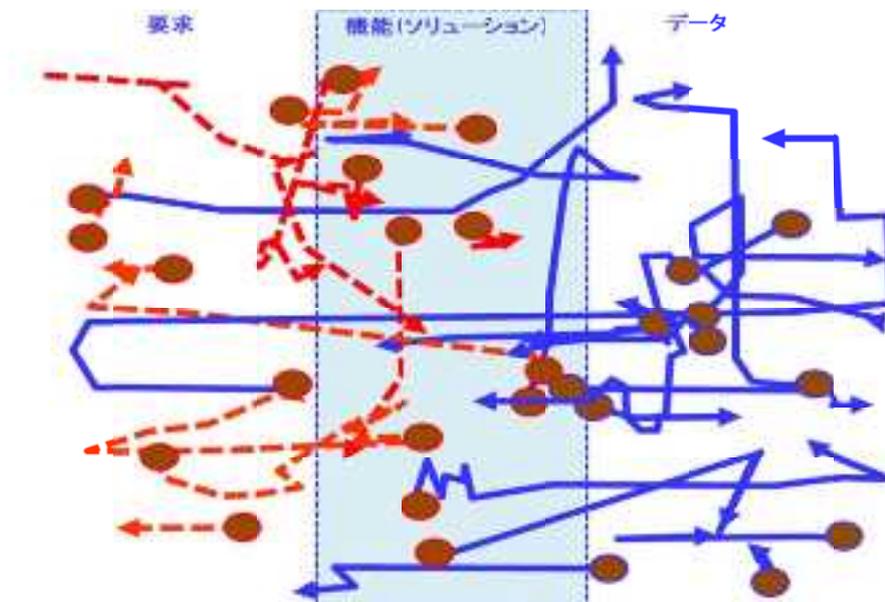


図 2. 3. 1-26 原子力の専門家 5 名、非専門家 3 名の洞察点付近の視点運動

7) まとめ

原子力システム安全において

- ・ IMDJ の実施により、データの価値について認知し、その認知を固定させることができる
 - ・ IMDJ において見出されたデータの結合と利用のシナリオの提示により、当該分野の専門家はデータの共有入手方法を積極的に示すようになる効果がある
 - ・ IMDJ において見出されたデータの結合と利用のシナリオを整理して提示することにより、視察者はデータの利用方法についての洞察を得ることができる
- ことが把握できた。

これらの知見から、今年度の結論として以下の提案をして結ぶ。

提案：IMDJ に基づく戦略的データ共有推進 WG の発足（関係者各位の同意が条件）

- ・ 事務局：MRI（幹事候補：東京大学・大澤教授）
- ・ メンバー：システム安全および原子力システムの専門家および一般参加者 5 名程度
- ・ ミッション：定期的に IMDJ を開催（年に 4 回程度）し、その結果から多様なデータの利用価値、利用シナリオの評価を行う。その結果から、各 DJ に該当するデータの所在情報/提供者を募集し、その公開あるいは紹介を行う。

本報告書では、この提案を実行することにより、システム安全評価に資するデータの共有と活用を推進することができるものと期待できるエビデンスを、これまでの実験から示せる範囲で示したものである。データ市場そのものは IMDJ の技法を基盤として規模を拡大することを狙う¹⁰が、小規模としての効果も実態があることを、本領域で示していくことを考えている。

¹⁰ Liu, C., Ohsawa, Y., and Suda, Y., Valuation of Data through Use Scenarios in Innovators' Marketplace on Data Jackets, *in the 1st Workshop MoDAT : Designing the Market of Data - for Synthesizing Data in Sciences and Businesses* IEEE ICDM 2013, TX(2013)

2.3.2 プロアクティブ潜在事象評価

(1) 緒言

プラントの高経年化進行に伴い新たに工学的に予見し難い部位で発現する可能性のある経年劣化事象及び事象の複合作用として発現する可能性のある経年劣化事象（以下「潜在事象」という）について科学的合理性をもって予見しておくことの必要性がますます高くなっている。

図 2.3.2-1 は、プロアクティブ潜在事象評価研究の必要性を示す。従来、現象が顕在化した後のきれいな説明がなされてきた。一方、プラントの高経年化技術評価の高度化、システム安全の確保に対しては潜在事象を予知・予測しておくことが極めて重要である。この潜在事象の予知・予測にはプロアクティブ（先見的）な対応が重要である。より基礎的、学術的なアプローチにより劣化メカニズムを深く掘り下げることにより潜在事象の予測が可能となると考えられる。具体的には、潜在事象は、①過去の事象の根本原因究明に基づく帰納的プロアクティブ対応、並びに②科学的劣化メカニズム解明に基づく演繹的プロアクティブ対応、をそれぞれの側面から③体系的 elicitation (潜在事象・メカニズムの思考的顕在化へ) を通して深耕することにより抽出できるものとする。

本研究では、プロアクティブ潜在事象を抽出するための有効な方法論を具体的な新たな劣化事象の抽出を通して提案する。また、専門家会議により潜在事象を知識ベースとして持てる情報の共有化と潜在事象の抽出手法を確立する。

プロアクティブ材料劣化評価研究の必要性

■プラント高経年化に伴う懸念(リスクマネジメント)

潜在的経年劣化事象が新たに発現する可能性への危惧

未経験事象 {
・ 未知事象
・ 既知事象の連成事象・連鎖事象

従来『現象が顕在化した後のきれいな説明』

未知事象の予見

既知事象の『連成・連鎖』型事象の予見

経年劣化事象への
プロアクティブな対応

多様な知識の体系的な整理・検証

『潜在的経年劣化事象の予知・予測』

■経年劣化事象へのプロアクティブな対応が重要

より基礎的、学術的なアプローチにより劣化メカニズムを深く掘り下げることにより潜在的経年劣化事象(未知事象、シナジー劣化やカスケード劣化)の予測が可能

- 過去の事象の根本原因究明に基づく帰納的プロアクティブ対応
- 科学的劣化メカニズム解明に基づく演繹的プロアクティブ対応
- 体系的 elicitation (潜在事象・メカニズムの思考的顕在化へ)

図 2.3.2-1 プロアクティブ潜在事象評価研究の必要性

(2) 平成 25 年度の成果目標と実施内容

1) プロアクティブ潜在事象の抽出手法の検討

(a) 抽出手法としての潜在事象・メカニズムの思想的顕在化の有効性の確認

プロアクティブ専門家会議及びウェブにおける初期条件、境界条件は決めない検討を含めた自由な議論を通して専門家の潜在知識を顕在化・深化させ、新たな潜在事象、未経験事象の抽出を試みた。材料劣化事象に精通している国外専門家を指名してプロアクティブ専門家会議において議論された BWR/PWR に対する潜在事象を取りまとめた。

(b) 抽出手法としての知識抽出法等による分析の有効性の確認

現在の研究コミュニティ内での主な意見の相違を抽出し、それぞれの意見の相違の背景を調査し、意見の相違と認知バイアスの関係に関する知見を得た。得られた知見からプロアクティブな視点での研究推進上の留意点を明らかにした。

2) 抽出されたプロアクティブ潜在事象の評価と情報の共有化

(a) 抽出されたプロアクティブ潜在事象の評価

提示された潜在的経年劣化事象に対し Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) 手法を適用して点数付けを行い、プロアクティブ経年劣化事象としての発現可能性を評価した。国内検討会において抽出されたプロアクティブ潜在事象について規制基準への反映の観点での優先順位を検討した。

(b) 情報の共有化の促進

IFRAM (International Forum for Reactor Aging Management) へ参画し、抽出された潜在事象、未経験事象の国際的な共有化を図った。IFRAM に精通している国外専門家 1 名を指名して IFRAM の活動状況を取りまとめた。また、プロアクティブ潜在事象を踏まえた “Proactive Materials Degradation Management and Long Term Operation (LTO)” に関する国際シンポジウムを開催し情報の共有化を促進した。

3) 実施体制

図 2.3.2-2 にプロアクティブ潜在事象評価研究の実施体制を示す。

平成 25 年度プロアクティブ専門家会議においてプロアクティブ潜在事象の抽出手法の検討、新たな潜在事象、未経験事象の抽出並びに PIRT によるスコアリングなどを行った。表 2.3.2-1 に平成 25 年度プロアクティブ専門家会議委嘱委員を示す。

平成 25 年度国内検討会では抽出されたプロアクティブ潜在事象について規制基準への反映の観点での優先順位の検討、潜在劣化事象の発現可能性評価並びに PIRT 管理レベル内容の検討などを行った。図 2.3.2-2 に国内検討会委嘱委員を示す。

PMDM/LTO に関する国際シンポジウムを開催して情報の発信・共有化を行った。

研究代表者 庄子哲雄

平成25年度プロアクティブ専門家会議

- 専門家50名に委嘱(海外20名、国内30名)
- プロアクティブ潜在事象の抽出手法の検討
- 新たな潜在事象、未経験事象の抽出
- PIRT (Phenomena Identification Ranking Table) によるスコアリング

平成25年度国内検討会

- 専門家14名に委嘱
- 抽出されたプロアクティブ潜在事象について規制基準への反映の観点での優先順位の検討
- 潜在劣化事象の発現可能性評価
- PIRT管理レベル内容の検討

PMDM/LTOに関する国際シンポジウム

- 情報の発信・共有化

氏名	所属
主査 渡邊 豊	東北大学
菅野真紀	(独)原子力安全基盤機構
鈴木俊一	東京電力
田中秀夫	関西電力
新井 拓	電力中央研究所
朝田誠治	MHI
梶田祐貴	東芝
平野 隆	IHI
藤森治男	日立GE
越石正人	NFD
滝沢真之	三菱総合研究所
青木孝行	東北大学
竹田陽一	東北大学
国谷治郎	東北大学
オブザーバー	
庄子哲雄	東北大学

図 2.3.2-2 プロアクティブ潜在事象評価研究の実施体制

表 2.3.2-1 平成 25 年度プロアクティブ専門家会議委嘱委員

- Dr. Karen Gott (Consultant)
- Dr. Gabriel Ilevhave (EPRI)
- Dr. Jean-Paul Massoud (EdF SEPTEN)
- Dr. Peter Andresen (GE CRD)
- Prof. Hannu Hamminen (Helsinki U. of Tech.)
- Dr. Armin Roth (AREVA)
- Prof. Il-Soon Hwang (SNU)
- Prof. En-Hou Han (IMR)
- Dr. Stephen Bruemmer (PNNL)
- Dr. Robert Tregoning (NRC)
- Prof. Philippe Marcus (ENSCP)
- Prof. Tim Burstein (U. Cambridge)
- Dr. Damien Feron (CEA)
- Dr. Ren Ai (SNPI)
- Prof. Z. P. Lu (Shanghai U)
- Dr. Tsung-Kuang Yeh (National Tsing Hua U.)
- Dr. Pal Efsing
- Dr. Leonard Bond (CNDE, ISU)
- Prof. M. Grace Burke (U. of Manchester)
- Dr. Jeremy T. Bushy (ORNL)
- Mr. Yasushi Morishita (NRA)
- Prof. Naoto Sekimura (U.Tokyo)
- Mr. Masanori Kanno, Masakuni Koyama (JNES)
- Dr. Takayuki Aoki (JSM)
- Dr. Shunichi Suzuki (TEPCO)
- Mr. Hideo Tanaka (KEPCO)
- Mr. Hiroyoshi Murakami (JAPCO)
- Mr. Kunihiko Kobayashi (Tohoku-epco)
- Dr. Seiji Asada, Mr. Takaaki Kobayashi (MHI)
- Dr. Haruo Fujimori (Hitachi-GE)
- Mr. Masato Koshiishi (NFD)
- Dr. Koji Arioka, Dr. Koji Fukuya (INSS)
- Mr. Mikiro Ito (Toshiba)
- Dr. Fumio Inada, Dr. Taku Arai (CREPRI)
- Prof. Yoshimichi Ohki (Waseda U.)
- Prof. Yoshinori Kitsutaka (Tokyo Metropolitan U.)
- Prof. Hirozo Mihashi (Tohoku Institute of Technology)
- Dr. Kunio Onizawa (JAEA)
- Mr. Takashi Hirano (IHI)
- Mr. Masayuki Takizawa (MRI)
- Prof. Tetsuo Shoji (Tohoku U)
- Prof. Tatsuo Kondo (Emeritus, Tohoku U)
- Prof. Yutaka Watanabe (Tohoku U)
- Associate Prof. Makoto Takahashi (Tohoku U)
- Assistant Prof. Yoichi Takeda (Tohoku U)
- Visiting Prof. Jiro Kuniya (Tohoku U)

50 experts

(3) 平成 25 年度の実施結果

1) プロアクティブ潜在事象の抽出手法の検討

(a) 抽出手法としての潜在事象・メカニズムの思想的顕在化の有効性の確認

平成 25 年度プロアクティブ専門家会議を開催してプロアクティブ潜在事象を抽出するための基本的手法として思想的顕在化（体系的 elicitation）による議論と PIRT 評価の組合せの有効性について検討を進めた。

体系的 elicitation による手法は参加した専門家間の自由な議論を促すため初期条件、境界条件は決めない自由な議論の中から潜在事象・メカニズムの思想的顕在化の具現化を期待するものである。すなわち自由な議論を通して専門家の持っている潜在的思考・問題意識を導き出す。従ってこの手法は基本的に専門家の卓越した先見能力、最先端科学技術の理解活用能力、関連付能力に立脚することになる。このため、プロジェクトリーダーがどのような専門家を招集するかが重要である。この条件下において専門家は過去の事象の根本原因究明に基づく帰納的アプローチや科学的劣化メカニズム解明に基づく演繹的アプローチに基づいて潜在事象を提起する。

抽出された劣化事象に対して PIRT 手法によるスコア付けを行いそれらの潜在性を評価することにより体系的 elicitation による手法の有効性を評価する。

a) 平成 25 年度プロアクティブ専門家会議

H25 年度プロアクティブ専門家会議は H25 年 10 月 22 日（火）-23 日（水）の 2 日間にわたり東北大学東京分室において開催された。H25 年度の専門家会議委嘱委員は海外委員 20 名及び国内委員 30 名の計 50 名の専門家から構成される。専門家の専門分野は主として鉄鋼材料の環境強度（時効脆化、照射劣化、疲労、クリープ、照射応力腐食割れ、応力腐食割れ、破壊など）である。

H25 年度プロアクティブ専門家会議には、海外委員 14 名、国内委員 20 名、オブザーバー 7 名の計 41 名が参加した。会議内容は以下の通りであった。

(i) 10/22（火）：・H24 年度目的、スコープ、・今までのプロアクティブ成果のまとめ、
・IGALL 及び IAEA-CRP の紹介、・スウェーデンの PMDM/LTO 活動の紹介、・IFRAM 活動の紹介、
・PIRT 再スコア付けの必要性及びスコア基準の再確認と共有化、・プロアクティブ材料劣化事象 1 件 1 葉の紹介

(ii) 10/23（水）：・潜在事象に関するトピックス（EDF NPP 高経年化管理プログラム、低合金鋼の EAC に及ぼす塩素イオン影響、専門性及び研究室の能力、PMDM に対する EPRI 見通し、Chemical fatigue による酸化皮膜劣化）、・プロアクティブエブの紹介、・プロアクティブエブによる PIRT 再スコア付け、・まとめ

図 2.3.2-3 は、会議の状況を示す。

本会議では、新たなプロアクティブ潜在事象の提起とそれらを含めた今までのプロアク

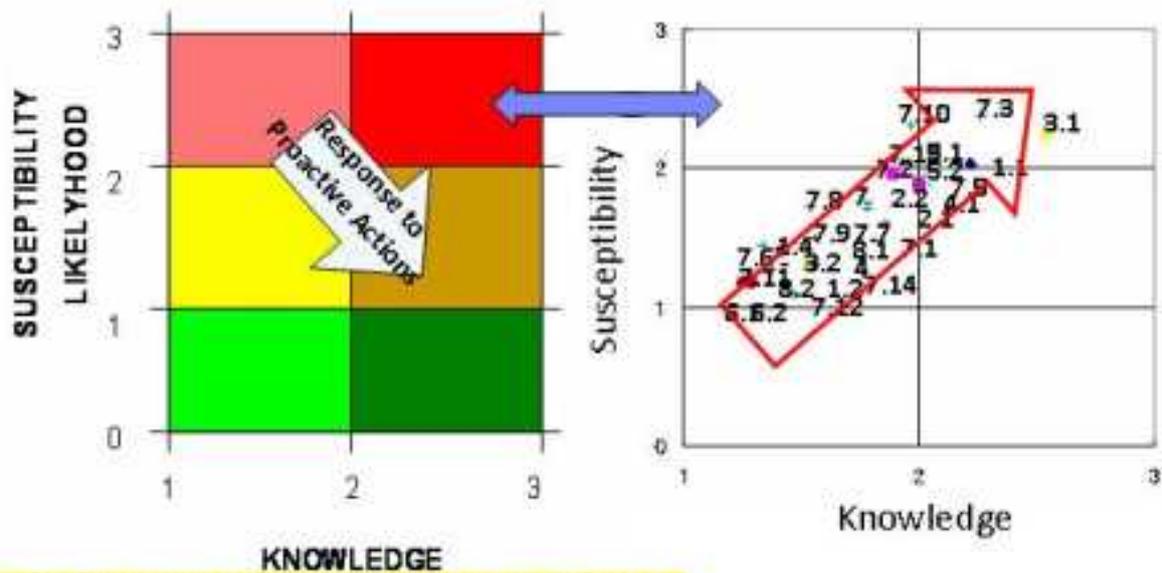
タイプ専門家会議(H19-H24)で提起されてきた劣化事象に対してその潜在性を評価するためにPIRT手法による再スコア付けを行った。



図 2. 3. 2-3 H25 年度プロアクティブ専門家会議の状況

b) PIRT 再スコア付の必要性

図 2. 3. 2-4 は、米国 NRC が想定する PIRT スコアリングにおける感受性レベルと知識レベルの相関と平成 24 年度プロアクティブ専門家会議における PIRT スコアリングにおける両者の相関を示す。平成 24 年度の結果、図に示されるように感受性レベルと知識レベルには米国 NRC が想定した「知識の集約に基づく問題（事象）の解決」という概念から言うと右下がりになるものに対して右上がりの相関が示された。これは、物理化学的な現象によってプラントにとって不都合な事象が発生するという時系列のなかで、現象と事象を明確に定義しなかったことによるものと考えられる。現象の理解によって、その発生を抑制することで事象の生起を抑制できる一方、現象が起きても事象の生起を抑制（管理）できる場合もある。この明示が無いままに、単に現象として起き得るかという視点でスコア付けを行ったことが結果に表れたものと考えられた。そこで H25 年度はプラントにおける事象の生起ということを共通認識を持って再スコア付けを行った。



注:この図における生起度は、発電プラントにおける事故・トラブルの生起度を想定しており、知識レベルが高まれば事故・トラブルは回避できるので生起度が低下することを想定している。

H24年度の結果

図 2.3.2-4 米国 NRC が想定する PIRT スコアリングにおける感受性レベルと知識レベルの相関と平成 24 年度プロアクティブ専門家会議における PIRT スコアリングにおける両者の相関

c) 今までにプロアクティブ専門家会議において提起された材料劣化事象と PIRT 手法に基づく再スコア付けによる劣化事象の潜在性の評価

現在までにプロアクティブ専門家会議において議論・提起されてきた潜在事象を以下に示す。この中には件数は少ないが新たな劣化事象そのもの、すでに例えば日本原子力学会 PLM 標準に記載されている劣化事象においてまだその影響が検討されていない要因など、また研究課題そのものが混在している。これらの中からアンダーラインした部分、すなわち劣化事象そのものが新規であると考えられるもの及び既知の劣化事象であってもメカニズムが明確でないためその予知・予測精度に問題があると考えられるもの並びにその劣化事象にあってまだ考慮されていない因子と考えられるものをプロアクティブ潜在事象となり得る経年劣化事象として選定した。

(i) 平成 20 年度(2008)提起された共通課題 (2.5 以上のスコアが与えられた事象)

- ① 材料表面の応力/ひずみの評価で応力腐食割れに及ぼす残留応力並びに材料の微視組織影響
- ② 破壊抵抗に及ぼす環境影響 (低温き裂進展含む)

- ③ SCC き裂進展メカニズムとモデリング
- ④ ステンレス鋼炉心支持構造物に及ぼす照射効果について、照射誘起応力腐食割れ発生に及ぼす照射量、動的負荷、粒界偏析 (Si, Mo 等)、中性子スペクトラム、高照射線量の影響評価
- ⑤ 複雑な形状の構造物について熱影響部を含めて残留応力／ひずみのモデリングとその検証並びに照射クリープによるその時間変化
- ⑥ 溶接希釈部及び熱影響部、残留応力及びその計測、ひずみの局在化と変形経路そして異材継ぎ手部の溶接金属の特性評価

(ii) 平成 20 年度(2008)に提起された特定課題

- ①既知事象であるが、想定していなかった条件(箇所、環境)で生じた事象
 - (イ) PWR 蒸気発生器管台の割れ
 - (ロ) スペンドフェューエルプールの裏面の腐食
 - (ハ) ペネトレーションパイプのコンクリート構造体との貫通部の劣化
- (二) バックアップ技術としてのコンディションモニタリング
- (ホ) プラントの酸化皮膜の観点からの EAC に及ぼす温度と ECP 遷移
- ②そもそも劣化モードとして想定していなかった事象
 - (ヘ) 局所的に強い酸化性が生じる条件
 - (ト) 水素の酸化剤としての役割とそれが引き起こす劣化モード
 - (チ) 高調波リップルストレスが割れに及ぼす影響

(iii)平成 21 年度(2009)に提起された特定課題

- ① ピーニング表面の長期信頼性
 - ・ピーニング端部における引張応力の作用
 - ・熱、照射、応力繰り返し負荷に対する安定性
 - ・複雑形状：厚板部や温度・熱伝導の相違
- ② 水素による酸化の加速
 - ・分子動力学による検討によれば、鋼中における負にチャージした水素原子と酸化皮膜中の正にチャージした水素原子が存在する。母時合金と皮膜界面での電荷のやりとりが酸化に与える影響
 - ・酸化物中での水素の状態(原子／プロトン)
- ③高経年化軽水炉構造材料における未経験劣化事象に対する予測・検知手法
 - ・Quantitative micro-nano model の提案、孔食からの割れ発生におけるひずみ分布の影響
- ④SCC 潜在的機構に及ぼすひずみ経路の影響
 - ・粒界におけるキャビティ形成
 - ・粒界近傍のひずみ集中・局在化
- ⑤材料劣化研究課題

- ・ポリマー：①照射の影響(低照射量&事故時)/鎖構造変化、脆化、フィラーの役割、②評価試験方法/試験温度の保守性は妥当か。製造者による添加物の相違とその影響度評価。
- ・コンクリート構造体：劣化機構の相互作用の複雑さ(中和、割れ、はく離)とそれら経時変化をいかに取り込むか
- ・低合金鋼の低温熱時効：400℃以上での報告あり。軽水炉運転温度での長期時効による発現可能性。
- ・環境遷移の繰り返し：固/液/蒸気の共存環境(ex. PWR SG)では極端な状況が想定される
- ・照射試験：高速炉照射材データから経年輕水炉材料への予測可能性
- ⑥溶存水素下におけるオーステナイト系合金の環境疲労感受性とメカニズム解明
- ⑦高温水の物理化学特性
 - ・H₂Oのクラスターとしての存在
- ⑧長時間時効による低合金鋼の破壊抵抗の低下
- ⑨ニッケル基合金における規則化の可能性
 - ・長時間時効後の組織相変化・析出挙動
- ⑩低温き裂進展に関する基本的理解
 - (iv)平成22年度(2010)に提起された研究課題
- ①沸騰水型原子炉(BWR)
 - (イ)短期的課題
 - ・金属/環境界面と予兆事象の定義
 - ・沸騰水型原子炉における非照射構造合金のき裂発生 of 定量化
 - ・非照射構造合金における環境助長割れ進展に対する適切なメカニズムに基づいたアルゴリズムの開発
 - ・沸騰水型原子炉の疲労と破壊抵抗に及ぼす環境の影響
 - ・沸騰水型原子炉システムにおける流れ加速型腐食
 - (ロ)長期的課題
 - ・沸騰水型原子炉内構造物のステンレス鋼に生じる応力腐食き裂の予測
 - ・沸騰水型原子炉構成材における構造合金の環境助長割れのための寿命予測能力
 - ・沸騰水型原子炉における競合劣化モードに及ぼす潜在的相乗効果の定量化
 - ・環境助長割れが発生する沸騰水型原子炉向けリスク情報管理能力と、その場観測・診断方法の開発
 - ・沸騰水型原子炉に対する基礎的物理的原理に基づく酸化と環境助長割れのための定量的モデリング
- ②加圧水型原子炉(PWR)
 - (イ)短期的課題
 - ・表面応力/ひずみ、残留応力、微構造及びひずみの局在化を含む応力腐食割れの発現現象

- ・疲労と破壊抵抗に及ぼす環境の影響
 - ・ニッケル基合金の一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)進展に対するメカニズムに基づく寿命時間モデルの開発
 - ・溶接金属、界面における希釈及び熱影響部の特性評価
 - ・ひずみの局在化、ひずみ履歴及び冷間加工への関係、微視構造と組成上の帯状組織
- (ロ) 長期的課題
- ・ステンレス鋼とニッケル基合金に及ぼす照射フラックスとフルエンスの影響並びにEACへの影響
 - ・複雑溶接形状部における残留応力/ひずみプロファイルのモデリングと検証及びそれらの照射量に伴う変化の検討
 - ・き裂感受性に対する一つの劣化モードが別の劣化モードへ重畳する場合の影響分析
 - ・構造合金における応力腐食割れ発生、確率論的モデルの特徴、ヒート間ばらつき、長い浸漬期間の影響
 - ・基礎的物理的原理に基づく酸化と環境助長割れの定量的モデリング
- (v) 平成 23 年度(2011)に提起された課題
- ①材料型劣化 (熱時効、照射損傷、疲労損傷蓄積)
- ・環境助長割れ発生に対する表面硬化影響
 - ・ひずみ局在化及び粒界アタック
 - ・時効による微視組織変化に対する空孔、転位クラスター、水素の影響並びに環境助長割れ及び疲労割れ発生に対するそれらの係わり
 - ・偏析と析出
 - ・冷間加工、照射、変形による酸化の局在化
- ②表面型劣化 (局部水質、孔食、疲労、環境助長割れ発生)
- ・発生から進展
 - ・微小き裂成長
 - ・き裂の合体
 - ・フレタイング及び応力腐食割れ
 - ・局所水質
- ③欠陥型劣化・機能喪失型劣化 (環境助長割れき裂進展、規格及び基準、健全性評価)
- ・き裂抵抗及び健全性
 - ・破壊抵抗
 - ・焼き戻し脆化
 - ・シャルピー特性
 - ・環境助長割れき裂進展
 - ・熱及び照射下におけるコンクリート及びポリマー時効
- ④異なる劣化モード間の相乗作用
- ・照射+表面加工+高応力の相乗作用で SCC 発生加速

- ・熱時効の相乗作用で SCC 進展速度加速
- ・熱時効の相乗作用で破壊靱性低下

(vi) 平成 24 年度(2012)に提起された課題

照射誘起応力腐食割れに関連して以下の事象が提起された。

- ①窒素の核変換による生成炭素による照射誘起鋭敏化
- ②窒素の核変換による生成水素による腐食並びに応力腐食割れの加速
- ③核変換ヘリウムによる応力腐食割れの加速

表 2.3.2-2 は、以上述べた視点から選定された潜在事象となり得ると考えられる経年劣化事象をまとめたものである。基本劣化メカニズムとして、1. 熱時効、2. 疲労、3. 照射劣化、4. クリープ、5. 腐食及び水素損傷、6. 照射誘起応力腐食割れ、7. 応力腐食割れ、及び 8. 破壊に分類した。

次に表 2.3.2-2 に記載された経年劣化事象について平成 24 年度に引き続いて PIRT 手法による再スコア付けを行い、これらの経年劣化事象の潜在性を評価した。

PIRT 手法のプロセスでは、重要性を決定するためのスコア基準に基づいて事象の重要度ランキングを行う。ランキング及びランキングを決定する根拠に関する情報によって、米国 NRC は安全関連研究の優先順位決定を行ったり、意志決定の支援に用いたりする。PIRT 手法におけるスコア付けの基準は以下に基づいた。

・感受性レベル (SUSCEPTIBILITY Factor) - can significant material degradation develop given plausible conditions?

0 = 事象が生じるとは考えられない (not considered to be an issue)

1 = 異常運転条件下におけるデータあるいは潜在的発現から概念的に問題と考えるレベル (conceptual basis for concern from data or potential occurrences under unusual operating conditions, etc.)

2 = 強く問題である、あるいは知られている問題と考えられるレベル (strong basis for concern or known but limited plant occurrence)

3 = 問題に対する証拠がある、あるいは多くのプラントで事例があるレベル (demonstrated, compelling evidence for occurrence, or multiple plant observations)

・知識レベル (KNOWLEDGE Factor) - extent to which the relevant dependencies have been quantified

1 = 理解不足、少ないあるいは低い信頼度のデータがあるレベル (poor understanding, little and/or low-confidence data)

2 = データあるいは同系における推定から定量的あるいは半定量的に傾向を知ることが出来る合理的根拠があるレベル (some reasonable basis to know dependencies qualitatively or semi-quantitatively from data or extrapolation in similar "systems")

- 3 = 全ての傾向に対して広範囲で一致したデータがあるレベル (extensive, consistent data covering all dependencies relevant to the component, perhaps with models; should provide clear insights into mitigation or management of problem hopefully based on its mechanistic understandings.)
- ・ 自信レベル (CONFIDENCE Level) - 感受性の判断における個人的自信の程度 (personal confidence in the judgment of susceptibility)
- 1 = 自信がないかその現象に対して少ししか知らないレベル (low confidence, little known about phenomenon)
- 2 = そこそこの自信はあるレベル (moderate confidence)
- 3 = 高い自信があるレベル (high confidence, compelling evidence, existing occurrences) NOTE: “3” is assumed if Susceptibility Factor is 0.
- ・ 管理レベル (MANAGEABILITY Factor)
- 0 = 管理方法が確立していない
- 1 = 管理方法はあるが、有効性に改善の余地がある
- 2 = 劣化事象が顕在化する可能性はあるが、機能喪失に至らないための管理方法が確立している
- 3 = 劣化事象が顕在化しないための管理方法が確立している

以下に PIRT 手法による再スコア付け結果を示す。

表 2.3.2-3 は、H25 年度プロアクティブ専門家会議における専門家による再スコア付け結果の一覧を示す。29-31 名の専門家からスコア付けの回答が得られた。

図 2.3.2-5 は、各経年劣化事象に対する感受性レベル及び知識レベルの平均スコアをプロットしたものである。感受性レベルと知識レベルには平成 24 年度と同様に正の相関が示された。図 2.3.2-6 は、感受性レベルと管理レベルの平均スコアを示す。この結果も平成 24 年度と同様に感受性レベルが高い経年劣化事象に対して管理レベルは確立している方向にあり、感受性レベルが低くなるほど管理レベルは確立していない方向が示された。

平成 25 年度は再スコア付けの必要性の項で述べたように現象の発生と事象の発生(実機での生起)を明確にした上で再スコア付けを行った。したがって、管理レベルが確立の方向にあれば実機における事象の発現に対する感受性レベルは低くなると考えられるが、結果はそのような相関にはならなかった。専門家は平成 24 年度と同様に感受性レベルを現象の発現レベルと捉えた可能性が考えられるが、一方管理レベルは確立の方向にあるもののその経年劣化事象のプラントにおける事故・トラブルの生起性を完全に管理するまでに至っていないと評価したものとも考えられる。

表 2.3.2-2 潜在事象となり得ると考えられる経年劣化事象まとめ

基本劣化メカニズム	経年劣化事象	材料
1 熱時効脆化	1.1 αフェライト析出による時効脆化	オーステナイト系ステンレス鋼類、 オーステナイト系耐腐金属
	1.2 長期間オーダリングによる時効脆化	～30%を含有するニッケル基合金 (Alloy 690及び耐腐金属)
	1.3(1) 運転温度下における長時間時効脆化	マルテンサイト系ステンレス鋼(Type304,316)
	1.3(2) 運転温度下における長時間時効脆化	析出強化型マルテンサイト系ステンレス鋼 (Type 17, 18, 321)
	1.4 腐食劣化の進展による時効脆化の促進 1.7 鉄合金鋼の焼き戻し脆化	オーステナイト系ステンレス鋼類、 オーステナイト系耐腐金属 鉄合金鋼
2 疲労	2.1 貯存状態下における応力強度の低下	炭素鋼
	2.2 貯存状態下における応力強度の低下	オーステナイト系ステンレス鋼
3 腐食劣化	3.1(1) 結核腐食の低下	鉄合金鋼
	3.1(2) 結核腐食の低下	オーステナイト系ステンレス鋼
	3.2 水素による照射脆化の促進	鉄合金鋼、オーステナイト系ステンレス鋼、 マルテンサイト系ステンレス鋼、 ニッケル基合金
4 グリープ	4.1 照射アリーブ	オーステナイト系ステンレス鋼、 ニッケル基合金
5 腐食及び 水素脆化	5.1 全面腐食	炭素鋼、鉄合金鋼、オーステナイト系 ステンレス鋼、マルテンサイト系ステンレス鋼、 ニッケル基合金
	5.2 水素脆化	高張力鋼
	5.3 照射による水素脆化の促進	鉄合金鋼
	5.4 超多量(スーパーアブソラント)空孔と水素の作用に よる物質拡散加速と組織変化の促進による酸化の促進	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基合金
6 照射誘起 応力腐食割れ	6.1 素素の積変化による生成炭素による照射誘起腐食	オーステナイト系ステンレス鋼
	6.2 素素の積変化による生成水素による腐食並びに 応力腐食割れの加速	
	6.3 積変化へのウラムによる応力腐食割れの加速	
	6.4 照射下応力緩和	
7 応力腐食割れ <small>(注)照射誘起応力腐食割れを含む</small>	7.1 動的ひずみ時効による応力腐食割れの促進	鉄合金鋼、炭素鋼
	7.2(1) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-SCC	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基 合金と鉄合金鋼継ぎ手部
	7.2(2) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-SCC	
	7.3 溶接加工(機械加工を含む)による応力腐食割れの促進	
	7.4 温度及び腐食電位の過渡的変化による応力腐食 割れの促進	
	7.5 ひずみ履歴による応力腐食割れの促進	
	7.6 水素加速酸化現象に起因する腐食並びに応力腐食 割れの加速	
	7.7 ヒーニングによる圧縮残留応力の直接影響性	
	7.8 応力腐食割れ発生における酸化対在比劣化事象	
	7.9 ショット・ブラストによる応力腐食割れの促進	
	7.10 照射、表面積削及び表面残留応力による応力腐食 割れ発生の促進	
7.11 照射効による応力腐食割れ進展の促進	オーステナイト系ステンレス鋼類と その炭素合金 ニッケル基合金	
8 破壊	7.12 SWR 50における応力腐食割れ	炭素鋼
	7.12 SWR 50における応力腐食割れ	ニッケル基合金
8 破壊	8.1 脆化きず割れ	ニッケル基合金と炭素合金
	8.2 増殖中急速破壊	鉄合金鋼、オーステナイト系ステンレス鋼、 ニッケル基合金と炭素合金

表 2.3.2-3 平成 25 年度プロアクティブ専門家会議における経年劣化潜在事象に対する PIRT 手法による再スコア付け結果

事象の概要 PRTコード	事象の発生場所	事象の 詳細	観測値(1)～(4)					推定値(1)～(4)					目標値(1)～(4)													
			0	1	2	3	平均	偏差	0	1	2	3	平均	偏差	0	1	2	3	平均	偏差						
1. 燃料貯蔵 1.1. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	1.1.1. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.17	0.13	0	1	2	3	1.06	0.06	0	1	2	3	1.02	0.02	0	1	2	3	1.01	0.01
	1.1.2. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.30	0.07	0	1	2	3	1.27	0.06	0	1	2	3	1.26	0.01
	1.1.3. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	1.1.4. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	1.1.5. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
2. 燃料貯蔵 2.1. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	2.1.1. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	2.1.2. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	2.1.3. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	2.1.4. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	2.1.5. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
3. 燃料貯蔵 3.1. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	3.1.1. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	3.1.2. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	3.1.3. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	3.1.4. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00
	3.1.5. 燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	燃料貯蔵タンク(1)～(4)の腐食	0	1	2	3	1.37	0.13	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00	0	1	2	3	1.37	0.00

- 1. 熱時効脆化
 - 1.2 長周期オーダリングによる時効脆化
 - 1.3(1) 運転温度下における長時間時効脆化
 - 1.3(2) 運転温度下における長時間時効脆化
 - 1.4 照射劣化の重量による時効脆化の促進
 - 1.5 低合金鋼の焼き戻し脆性
- 2. 疲労
 - 2.1 溶存酸素下における疲労強度の低下
 - 2.2 溶存水素下における疲労強度の低下
- 3. 照射劣化
 - 3.1(1) 破壊靱性の低下(低合金鋼)
 - 3.1(2) 破壊靱性の低下(オーステナイトSS)
 - 3.2 水素による照射脆化の促進
 - 3.3 中性子線照射後の γ - α 変換による脆化
- 4. クリープ
 - 4.1 照射クリープ
- 5. 腐食及び水素脆化の促進
 - 5.3 照射による水素脆化の促進
 - 5.4 超多量(スーパーアバダント)空孔と水素の作用による物質拡散加速と組織変化の促進による酸化の促進

- 6. 照射誘起応力腐食割れ
 - 6.1 窒素の核変換による生成炭素による照射誘起脆化
 - 6.2 窒素の核変換による生成水素による腐食並びに応力腐食割れの加速
 - 6.3 核変換ヘリウムによる応力腐食割れの加速
 - 6.4 照射下応力緩和
- 7. 応力腐食割れ(6.照射誘起応力腐食割れ以外)
 - 7.1 動的ひずみ時効による応力腐食割れの促進
 - 7.2(1) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-PWR-
 - 7.2(2) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-BWR-
 - 7.3 冷間加工(機械加工含む)による応力腐食割れの促進
 - 7.4 温度及び腐食電位の過渡的変化による応力腐食割れの促進
 - 7.5 ひずみ履歴による応力腐食割れの促進
 - 7.6 水素加速酸化現象に起因する腐食並びに応力腐食割れの加速
 - 7.7 ピーニングによる圧縮残留応力の長期信頼性
 - 7.8 応力腐食割れ発生における酸化局在化劣化事象
 - 7.9 リップルストレスによる応力腐食割れの促進
 - 7.10 照射、表面研削及び表面残留応力による応力腐食割れ発生 の促進
 - 7.11 熱時効による応力腐食割れ進展の促進
- 8. 破壊
 - 8.1 低温き裂進展
 - 8.2 環境中急速破壊

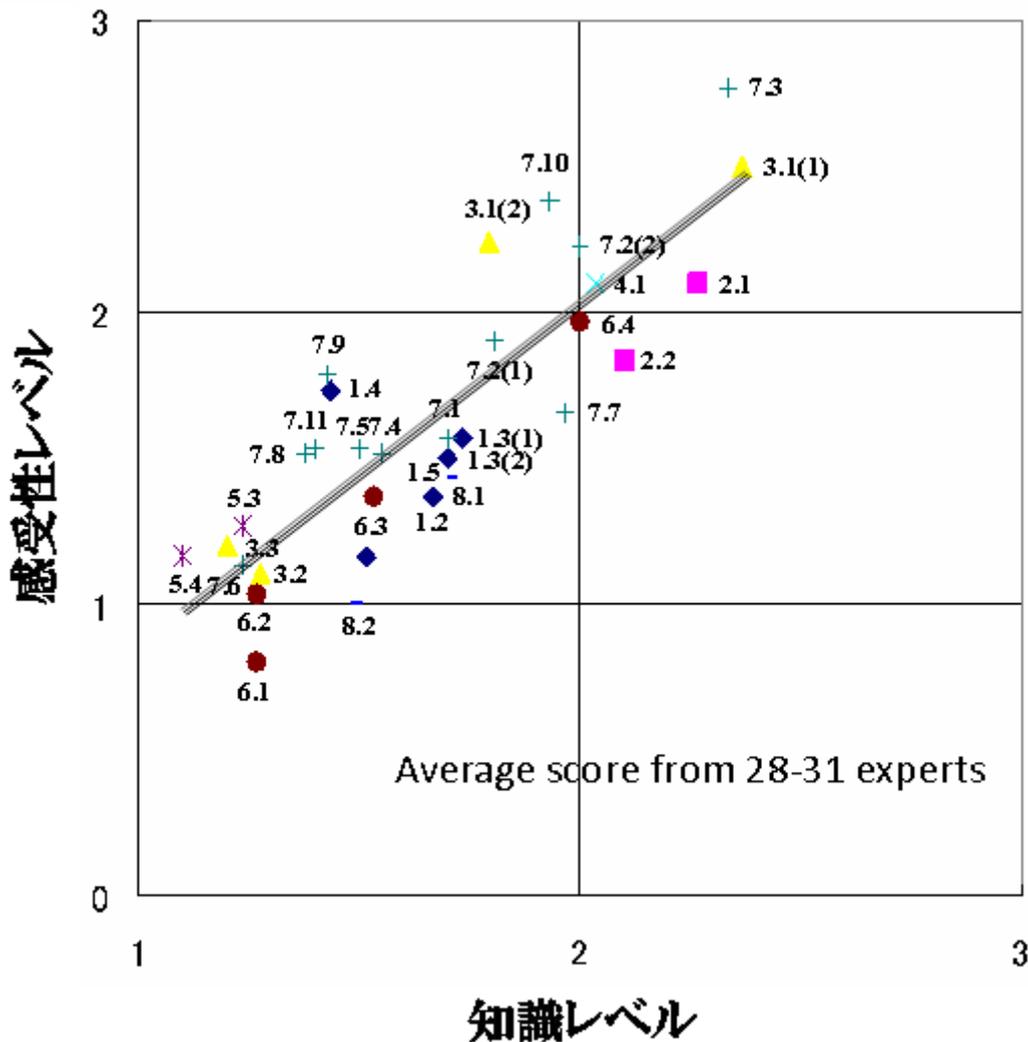


図 2. 3. 2-5 各経年劣化事象に対する感受性レベル及び知識レベルの平均スコアプロット

1.熱時効脆化

1.2 長周期オーダリングによる時効脆化

1.3(1) 運転温度下における長時間時効脆化

1.3(2) 運転温度下における長時間時効脆化

1.4 照射劣化の重量による時効脆化の促進

1.5 低合金鋼の焼き戻し脆性

2.疲労

2.1 溶存酸素下における疲労強度の低下

2.2 溶存水素下における疲労強度の低下

3.照射劣化

3.1(1) 破壊靱性の低下(低合金鋼)

3.1(2) 破壊靱性の低下(オーステナイトSS)

3.2 水素による照射脆化の促進

3.3 中性子線照射後の γ - α 変換による脆化

4.クリープ

4.1 照射クリープ

5.腐食及び水素脆傷

5.3 照射による水素脆化の促進

5.4 超多量(スーパーアバダント)空孔と水素の作用による物質拡散加速と組織変化の促進による酸化の促進

6.照射誘起応力腐食割れ

6.1 窒素の核変換による生成炭素による照射誘起脆敏化

6.2 窒素の核変換による生成水素による腐食並びに応力腐食割れの加速

6.3 核変換ヘリウムによる応力腐食割れの加速

6.4 照射下応力緩和

7.応力腐食割れ(6.照射誘起応力腐食割れ以外)

7.1 動的ひずみ時効による応力腐食割れの促進

7.2(1) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-PWR-

7.2(2) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-BWR-

7.3 冷間加工(機械加工含む)による応力腐食割れの促進

7.4 温度及び腐食電位の過渡的变化による応力腐食割れの促進

7.5 ひずみ履歴による応力腐食割れの促進

7.6 水素加速酸化現象に起因する腐食並びに応力腐食割れの加速

7.7 ビーニングによる圧縮残留応力の長期信頼性

7.8 応力腐食割れ発生における酸化局在化劣化事象

7.9 リップルストレスによる応力腐食割れの促進

7.10 照射、表面研削及び表面残留応力による応力腐食割れ発生の促進

7.11 熱時効による応力腐食割れ進展の促進

8.破壊

8.1 低温き裂進展

8.2 環境中急速破壊

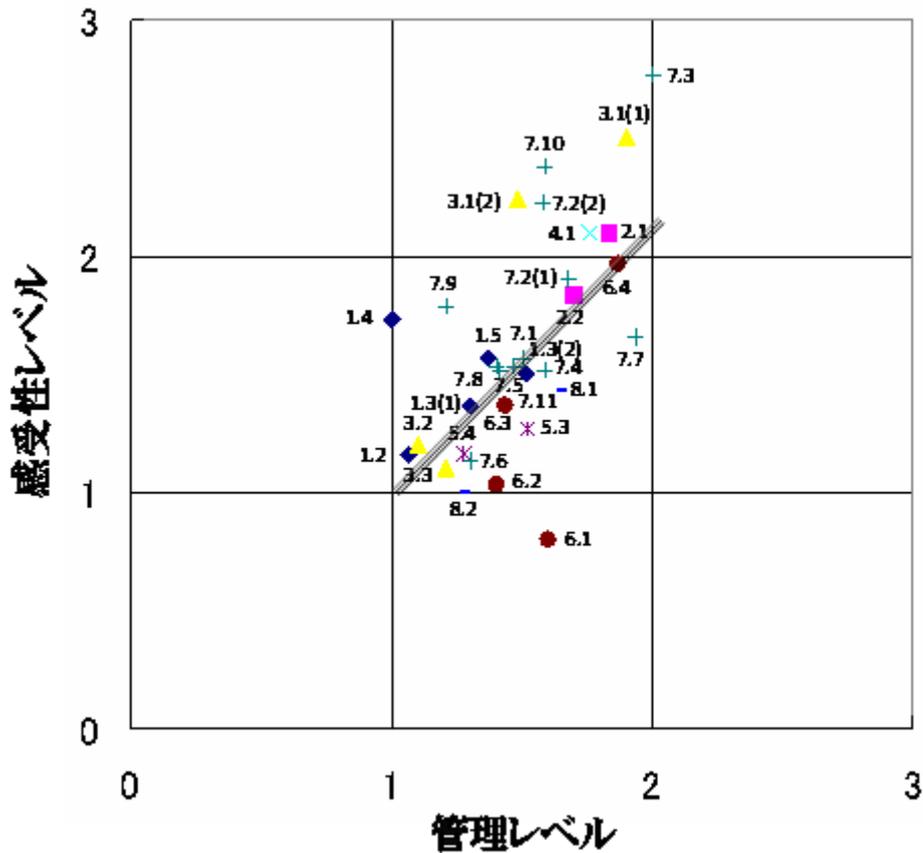


図 2.3.2-6 各経年劣化事象に対する感受性レベル及び管理レベルの平均スコアプロット

図 2.3.2-7 に管理レベルと知識レベルの平均スコアを示す。この結果は、知識レベルが高くなるほど管理レベルは確立している傾向にある。これは劣化事象に対する知識が多くなればその管理方法も確立される方向にあることを示しており理解しやすい結果である。しかしながら、知識レベルが高くなっても管理レベルは 1-2 の間にプロットされており、専門家は平均的には管理方法はあるが有効性に改善の余地があると位置付けているものと考えられる。そこでさらに管理レベルのスコア付けに対する専門家の見解を見るため図 2.3.2-8 に示すように管理レベルの平均点数が低かった 1.4 照射劣化の重畳による時効脆化の促進と比較的高かった 7.10 照射、表面研削及び表面残留応力による応力腐食割れの促進の 2 劣化事象を例に調査した。

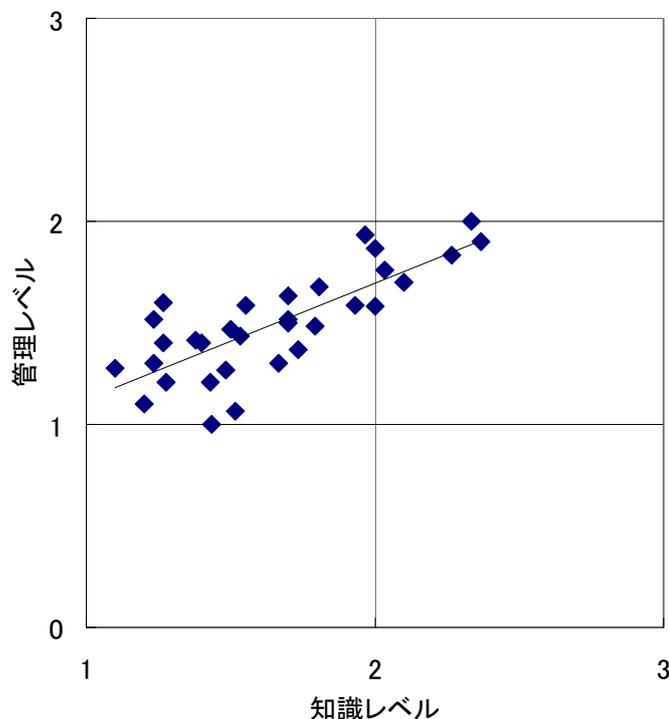


図 2.3.2-7 感受性レベルと管理レベルの平均スコアプロット

管理レベルの平均点数が低かった 1.4 照射劣化の重畳による時効脆化の促進において管理レベル 0-1 を付けた専門家の見解は以下のものであった。

- ①十分な知見が得られておらず劣化加速の検出や評価が難しい。
- ②炉内機器が対象となるため検査が難しい部位がある。

一方、管理レベル 2 を付けた専門家の見解は以下であつた。

- ①機器の健全性の観点からはき裂の発生及び想定荷重下で破壊が生じないことが要求される。
- ②照射の重畳による脆化加速について不明な点は残されているが得られている知見と現行の検査(き裂有無)・取替等の管理技術を考えるとただちに問題になるとは考えにくい。

また、管理レベルの平均点が比較的高かった 7.10 照射、表面研削及び表面残留応力による応力腐食割れの促進において管理レベル 0-1 を付けた専門家の見解は以下であった。

①長期運転後の予測・評価に十分な知見が得られていない。

②ISI 等で、欠陥がないことを確認していく必要がある。(検査の継続)

一方、管理レベル 2-3 を付けた専門家の見解は以下のものであった。

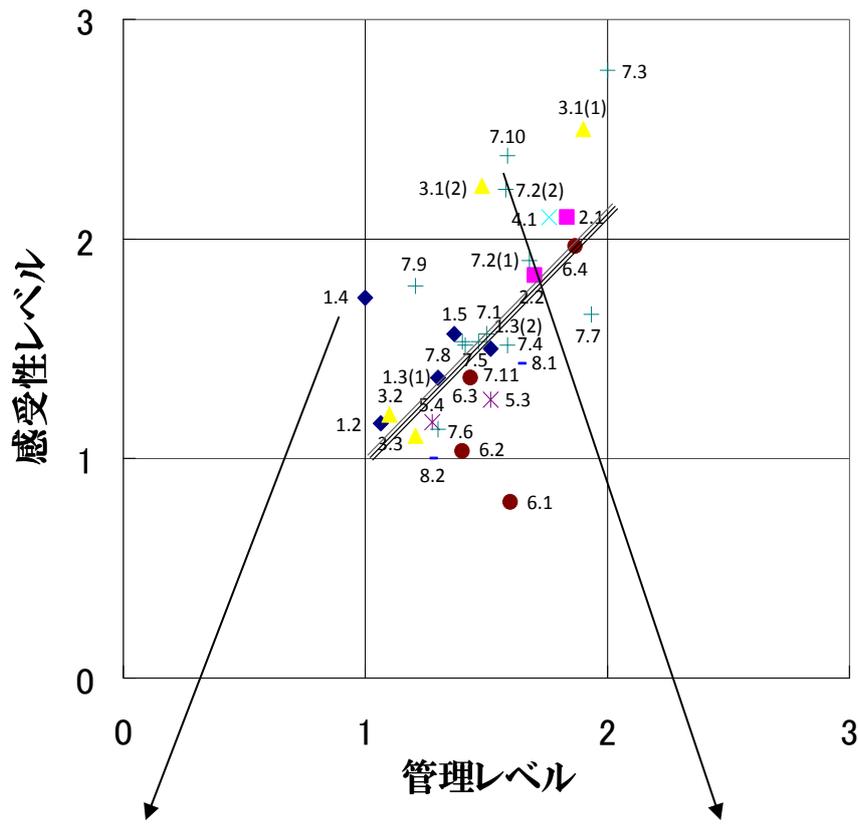
①表面研削部への照射の影響等、不明な点は残されているが、現行の検査、保全、補修技術により機器・システムとしての健全性は担保される。

②新たな知見が得られた場合は、維持規格等への反映が必要だが、現時点ではそのような知見はない。

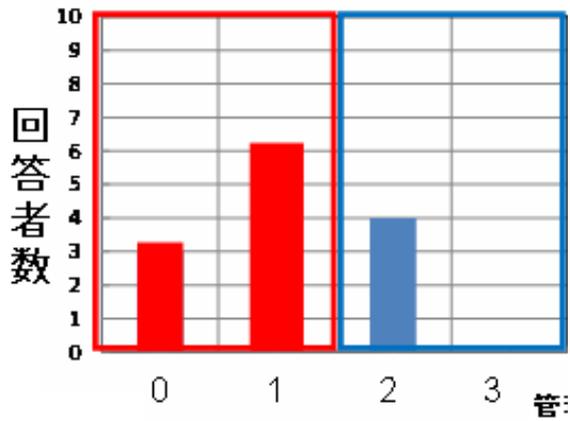
以上をまとめると、管理レベルを低くスコアリングする専門家と高くスコアリングする専門家で重視するポイントが異なる傾向があることが示唆される。前者は劣化事象の予測・検出・評価を精度よく行えることが管理上重要との認識が優先しているのに対して後者は劣化事象が発現した場合でも、機器・システムとしての健全性が担保されるように管理することが重要との認識が優先しているようである。いずれにしても引き続き、機器・システムへの影響の観点からの議論の継続が必要であろう。

図 2.3.2-9 は、感受性レベル及び知識レベルが最も高くスコア付けされた 7.3 冷間加工（機械加工含む）による応力腐食割れの促進並びに両方のレベルが最も低くスコア付けされた 6.1 窒素の核変換による炭素生成による照射誘起鋭敏化を代表例として各専門家のスコア付け結果を示したものである。図中には 29-31 名の各専門家のスコア付け結果をプロットしてあるが、自信レベルに応じて色分けしてプロットした。黒丸は高い自信があるレベル、グレーの丸はそこそこの自信はあるレベル、白丸は自信がないかその現象に対して少ししか知らないレベル、を表している。1 つの劣化事象に対して専門家のスコアはかなり分かれているが、感受性レベル/知識レベルともに平均スコアが高い劣化事象に対しては専門家の自信度は高く、一方感受性レベル/知識レベルとも平均スコアが低い劣化事象に対しては専門家の自信度は低いという傾向にある。この傾向は平成 24 年度と同様である。

図 2.3.2-10(1)-(16)は劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果を示す。専門家によりスコアはまちまちであり、その自信度も前述の傾向にあることが分かる。



1.4 照射劣化の重畳による
時効脆化の促進



7.10 照射、表面研削及び表面残留応力による
応力腐食割れ発生促進

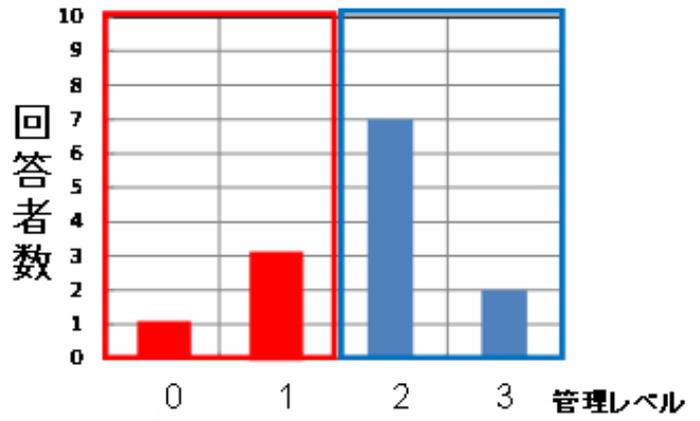
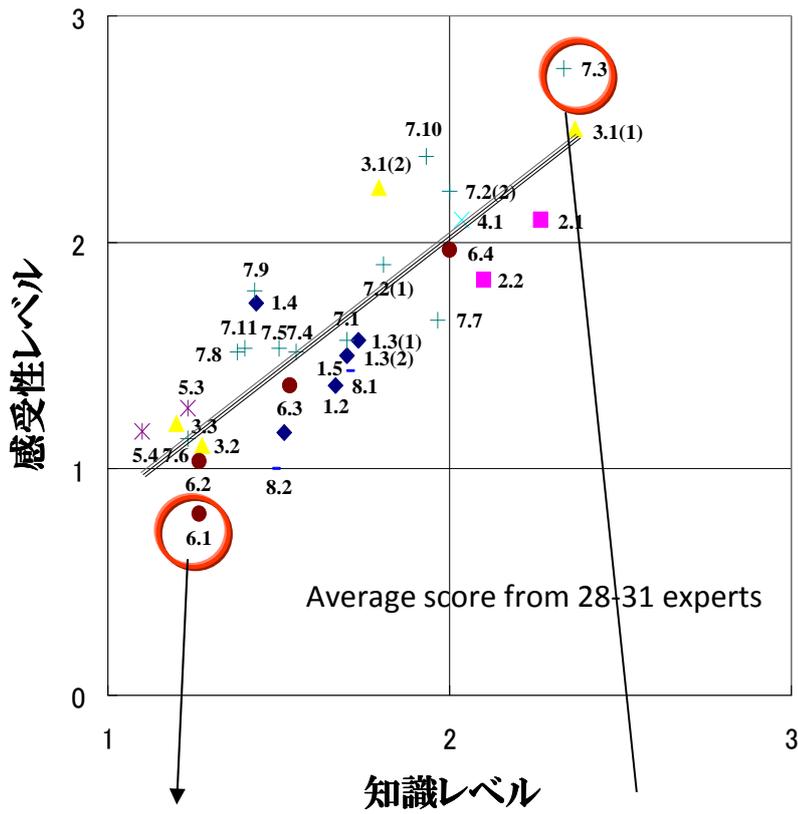


図 2.3.2-8 1.4 照射劣化の重畳による時効脆化の促進並びに 7.10 照射、表面研削及び表面残留応力による応力腐食割れの促進の 2 劣化事象に対する管理レベルスコア回答者数



6.1 窒素の核変換による生成炭素による照射誘起鋭敏化

7.3 冷間加工(機械加工含む)による応力腐食割れの促進

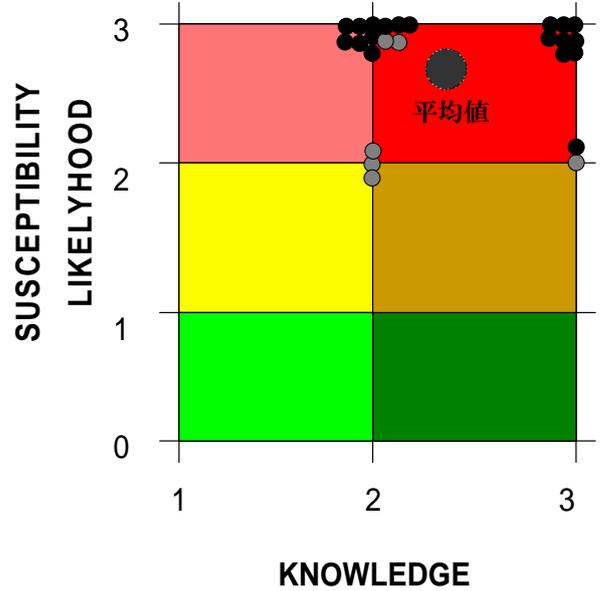
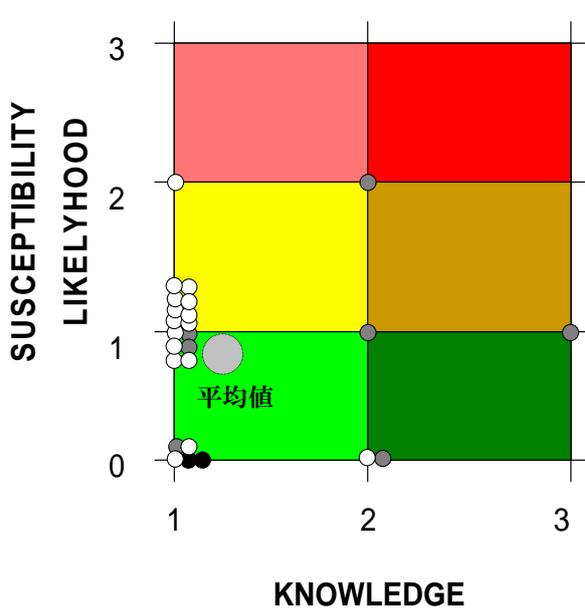


図 2.3.2-9 感受性レベル/知識レベルが最も高かった劣化事象及び最も低かった劣化事象に対する各専門家のスコア付け結果

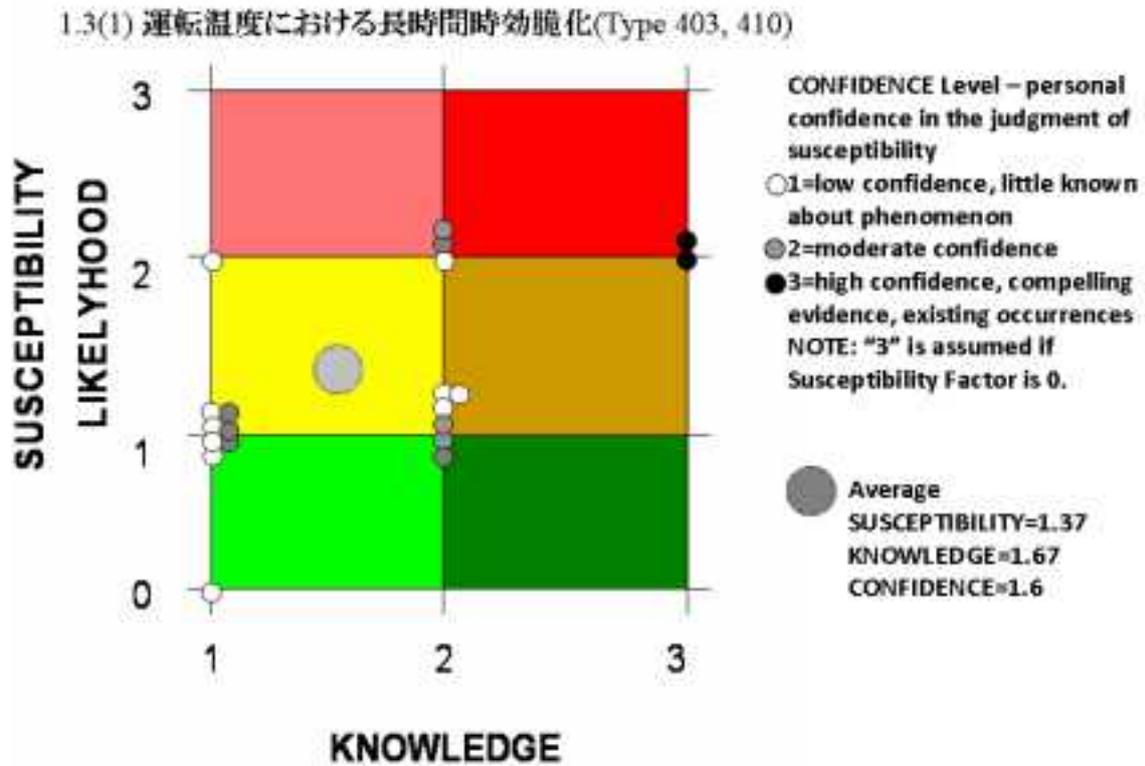
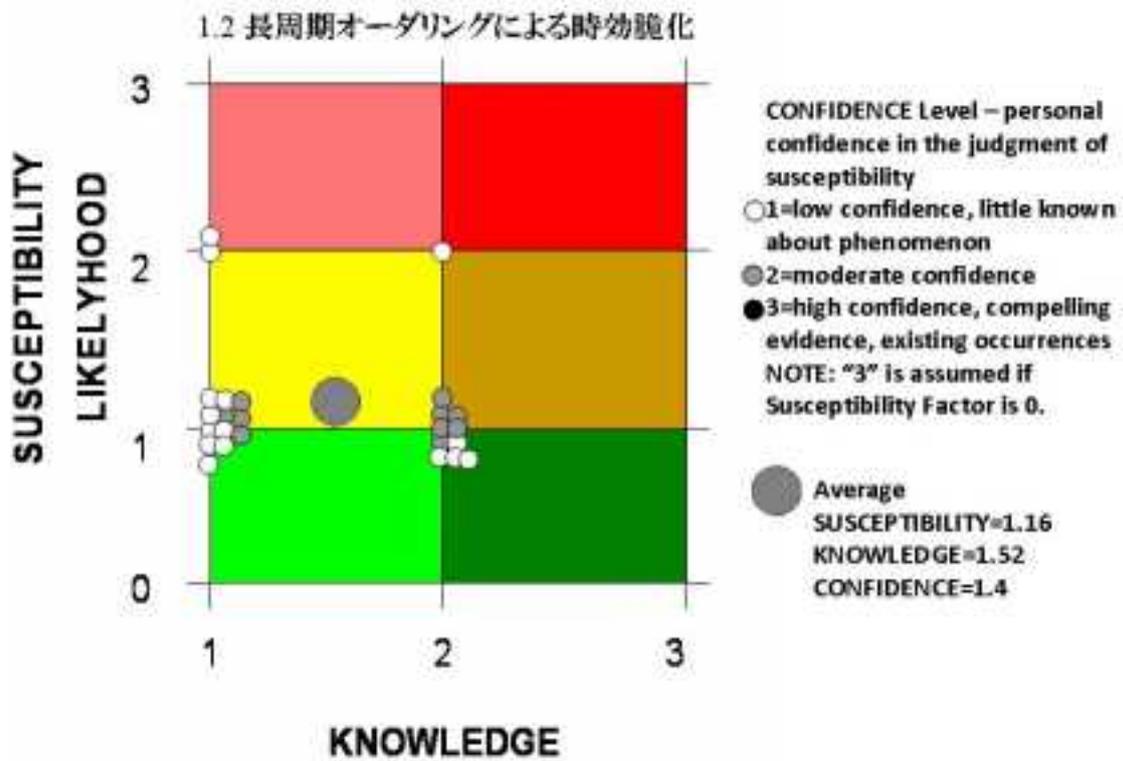
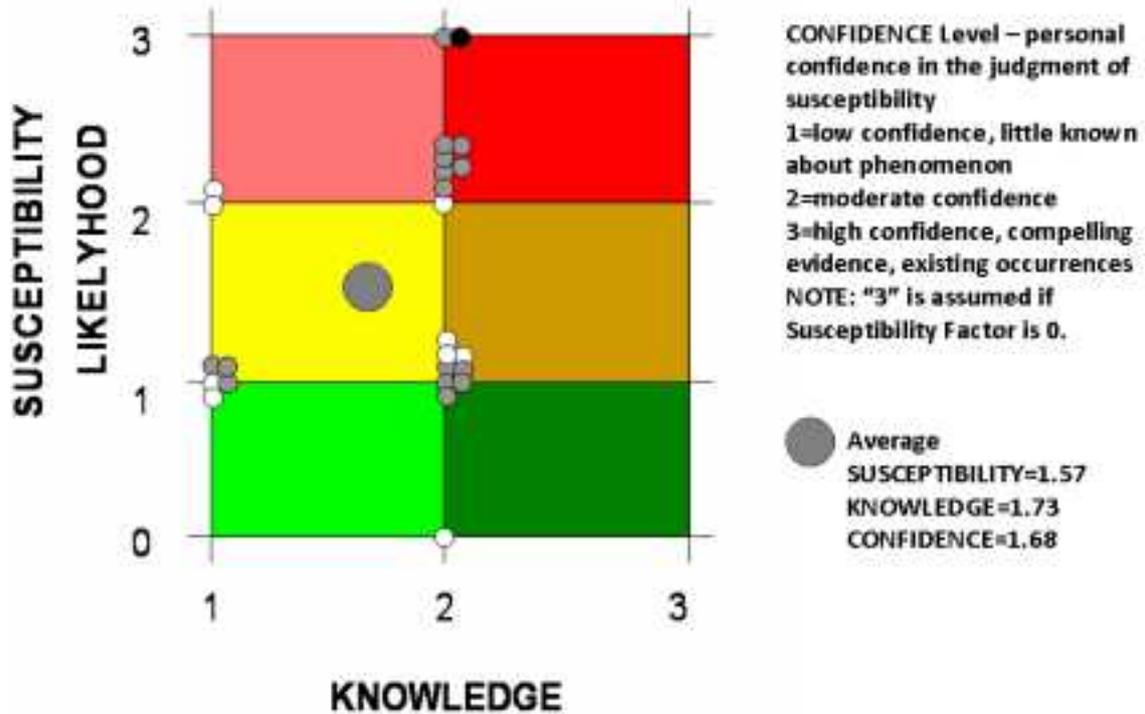


図 2.3.2-10(1) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

1.3(2) 運転温度における長時間時効脆化(Type 17-4, 15-5PH)



1.4 照射劣化の重畳による時効脆化の促進

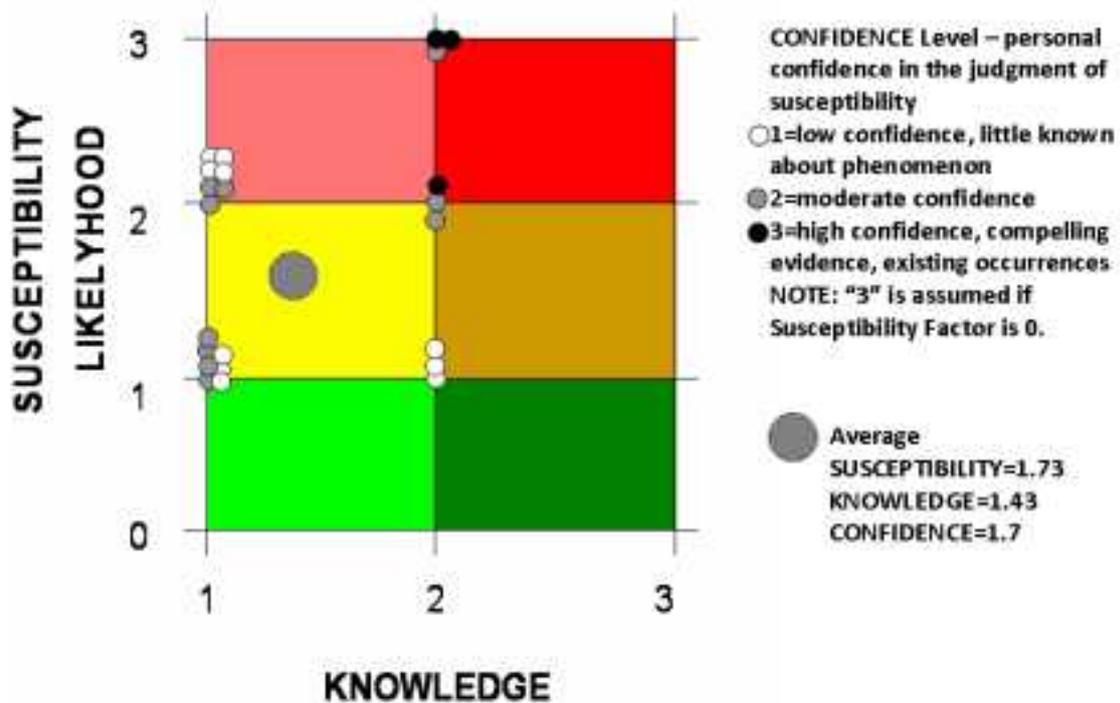


図 2.3.2-10(2) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

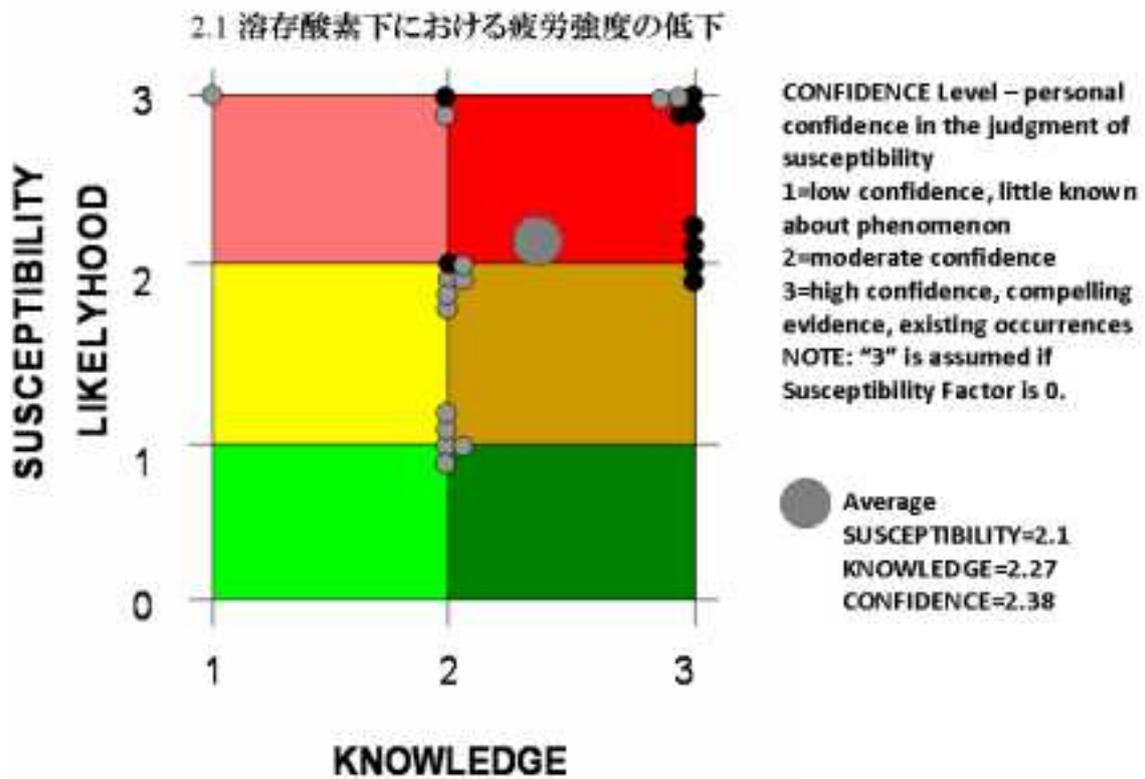
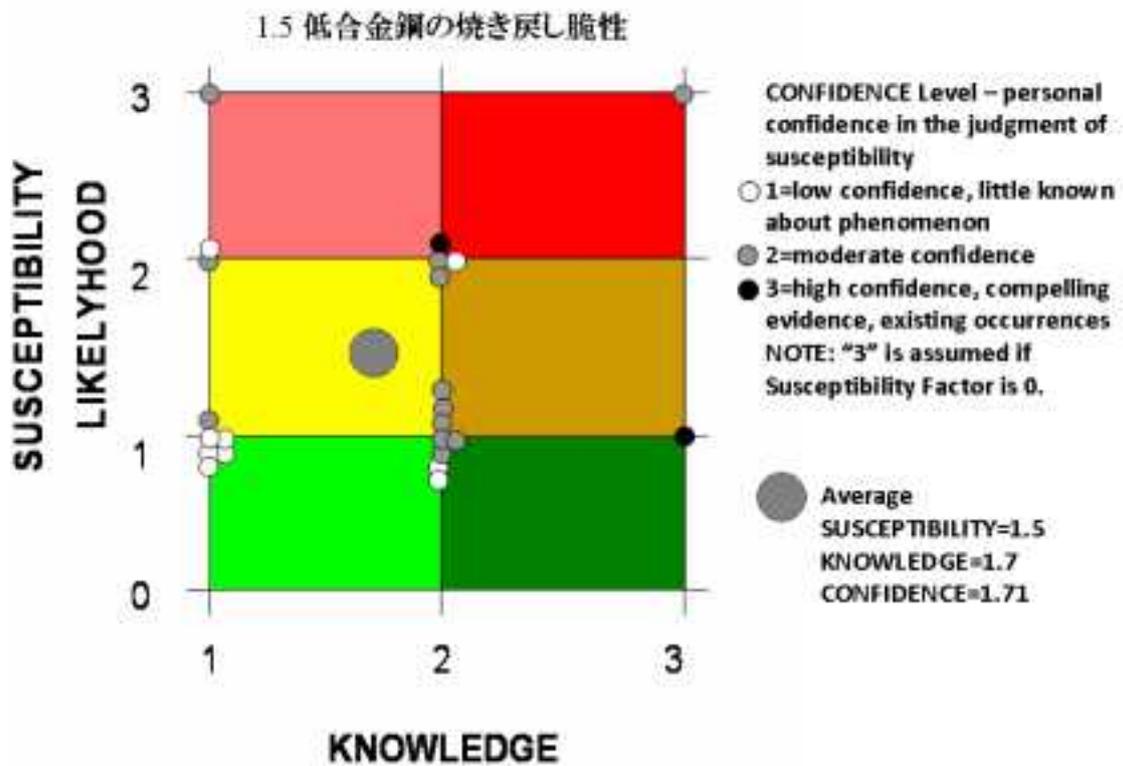
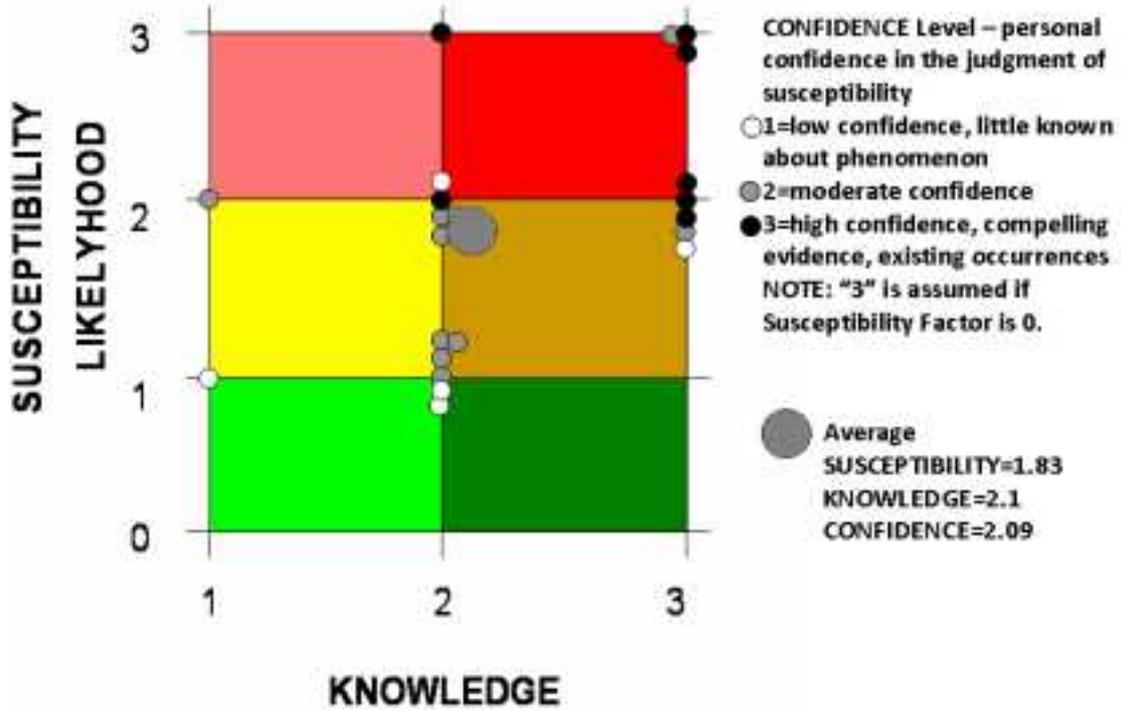


図 2.3.2-10(3) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

2.2 溶存水素下における疲労強度の低下



3.1(1) 破壊靱性の低下(低合金鋼)

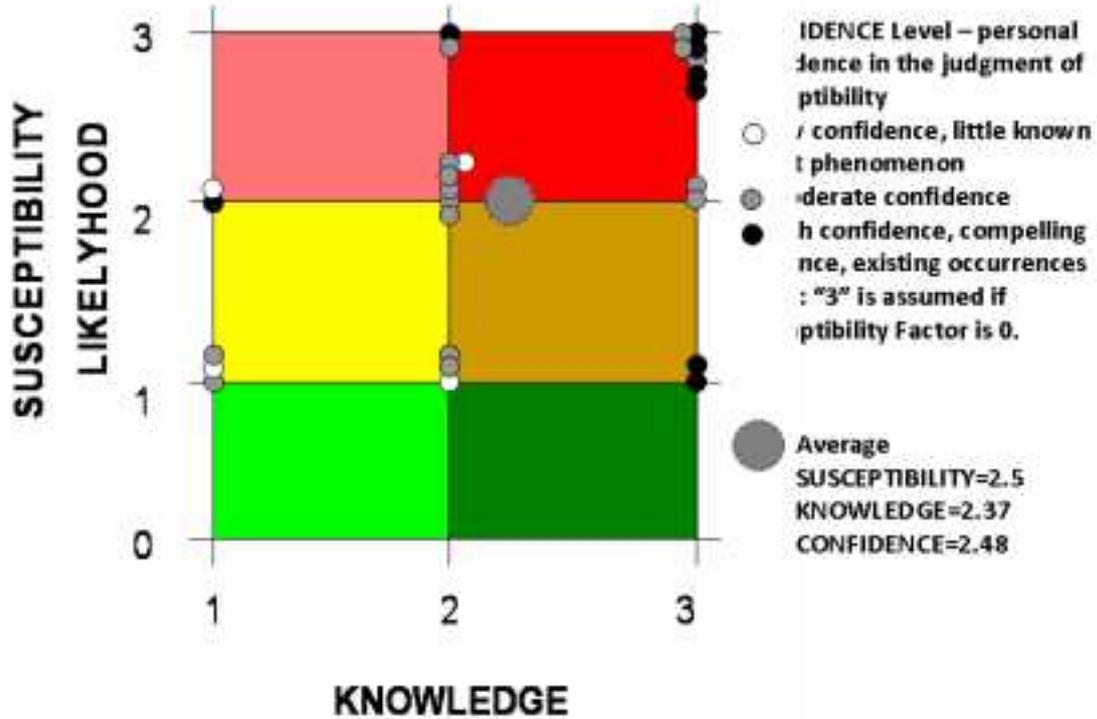


図 2.3.2-10(4) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

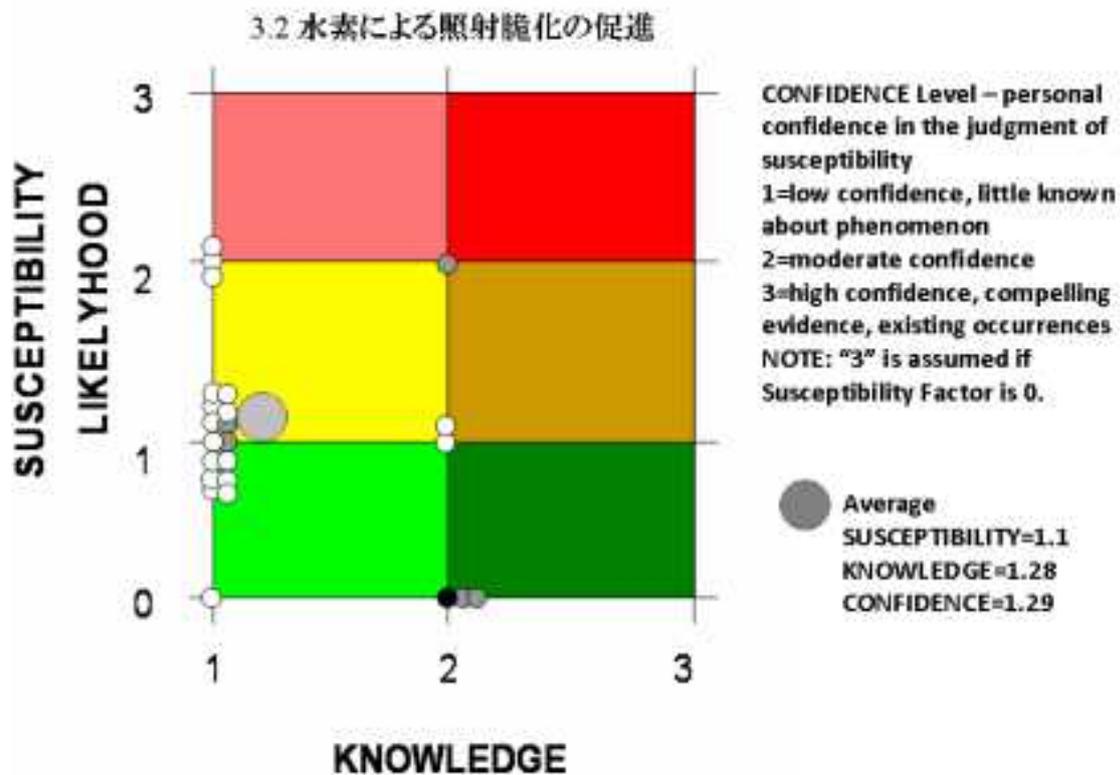
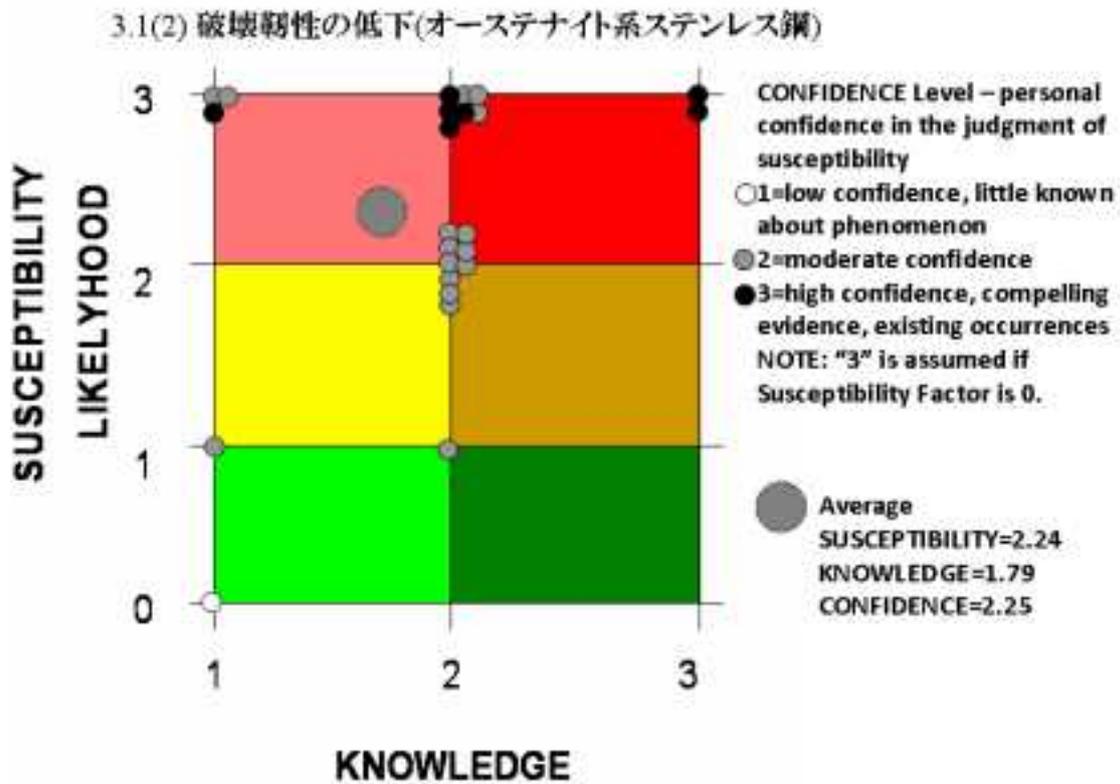
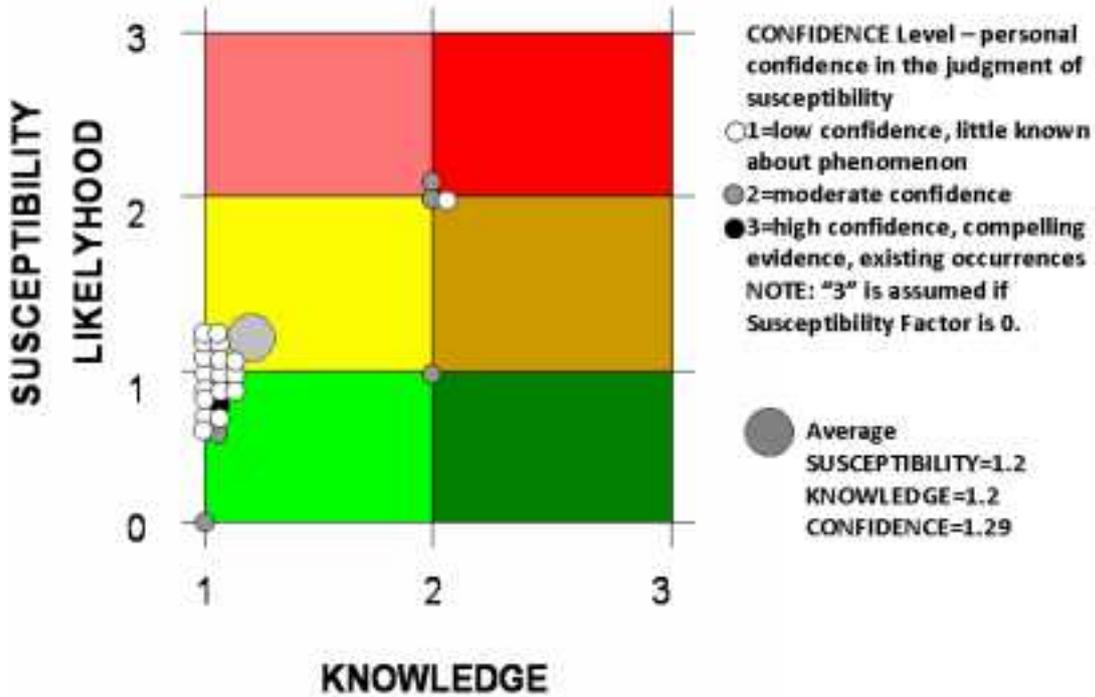


図 2. 3. 2-10(5) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

3.3 中性子照射後の γ - α 相変態による脆化



4.1 照射下クリープ

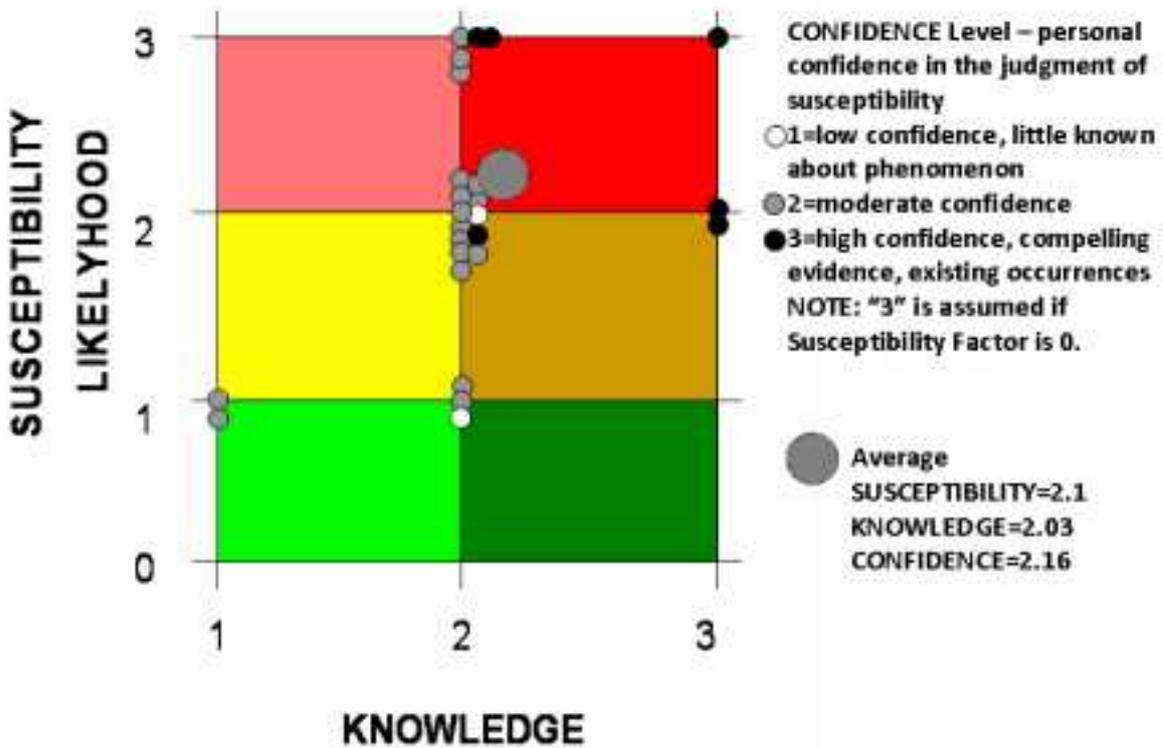
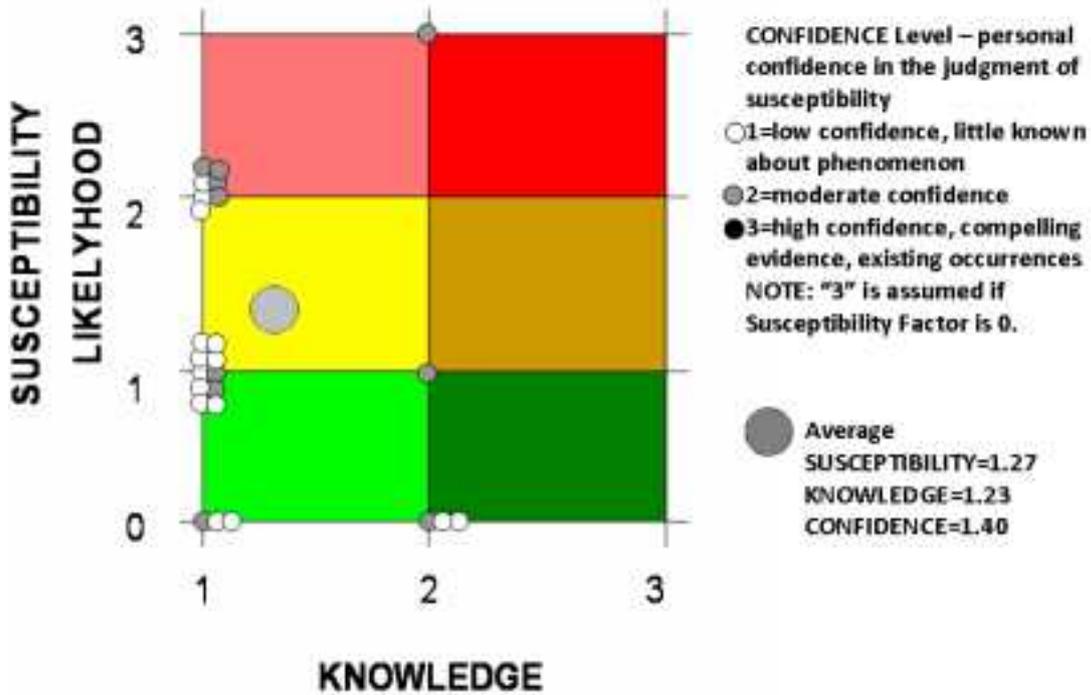


図 2.3.2-10(6) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

5.3 照射による水素脆化の促進



5.4 超多量(スーパーアバンドント)空孔と水素の作用による物質拡散加速と組織変化の促進による経年劣化

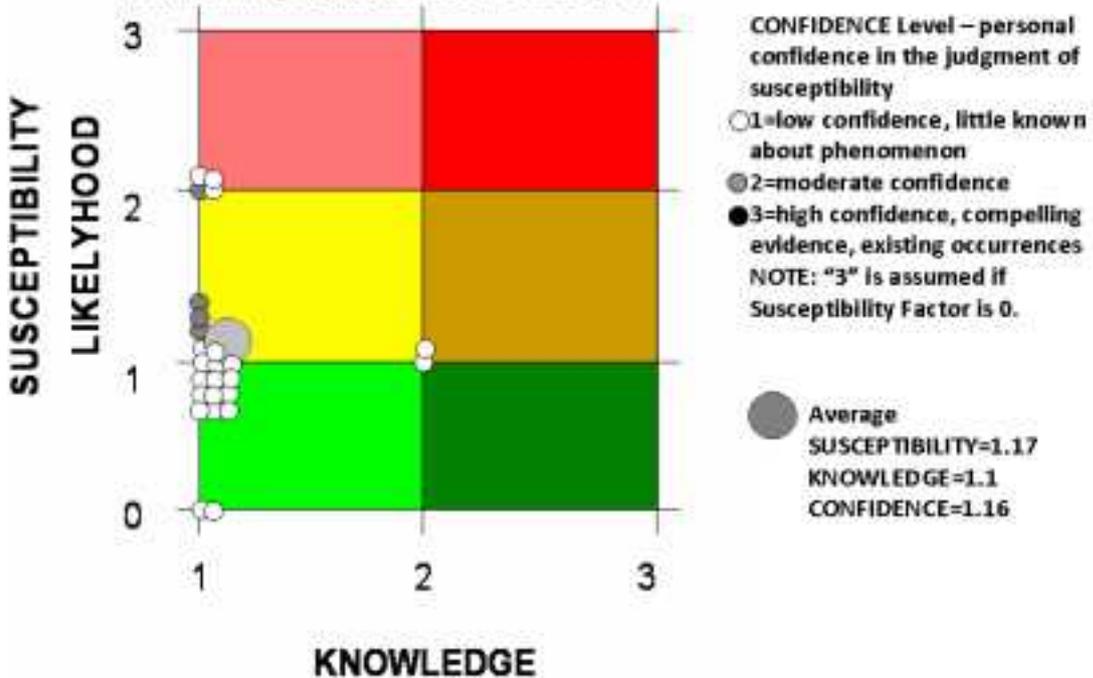
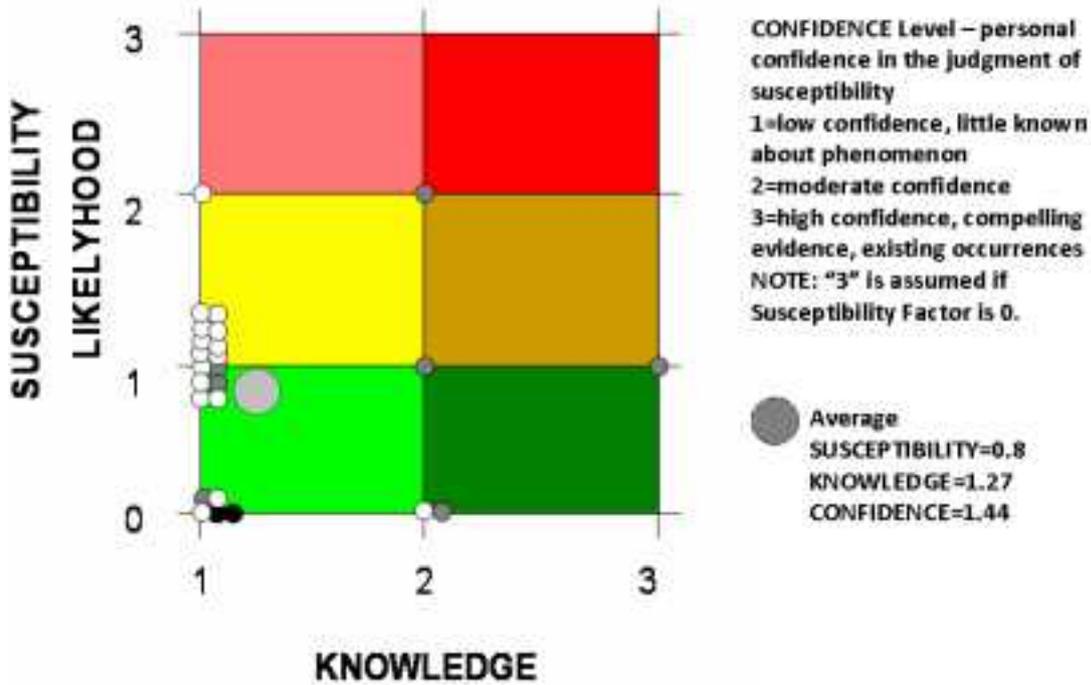


図 2.3.2-10(7) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

6.1 窒素の核変換による生成炭素による照射誘起鋭敏化



6.2 窒素の核変換による生成水素による腐食並びに応力腐食割れの加速

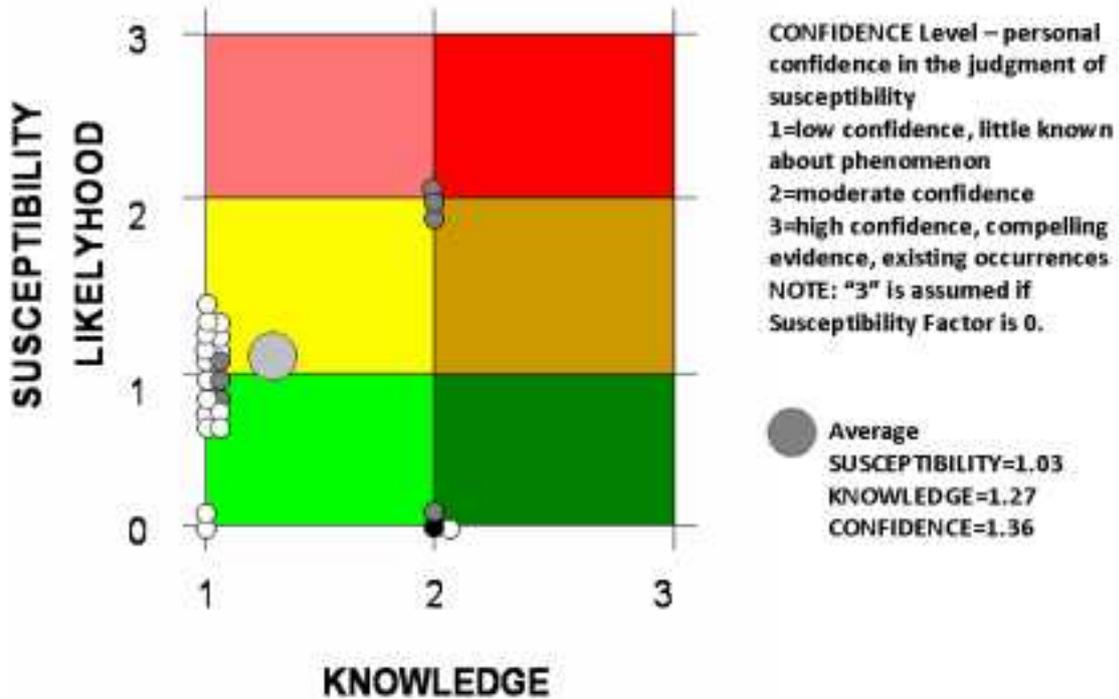
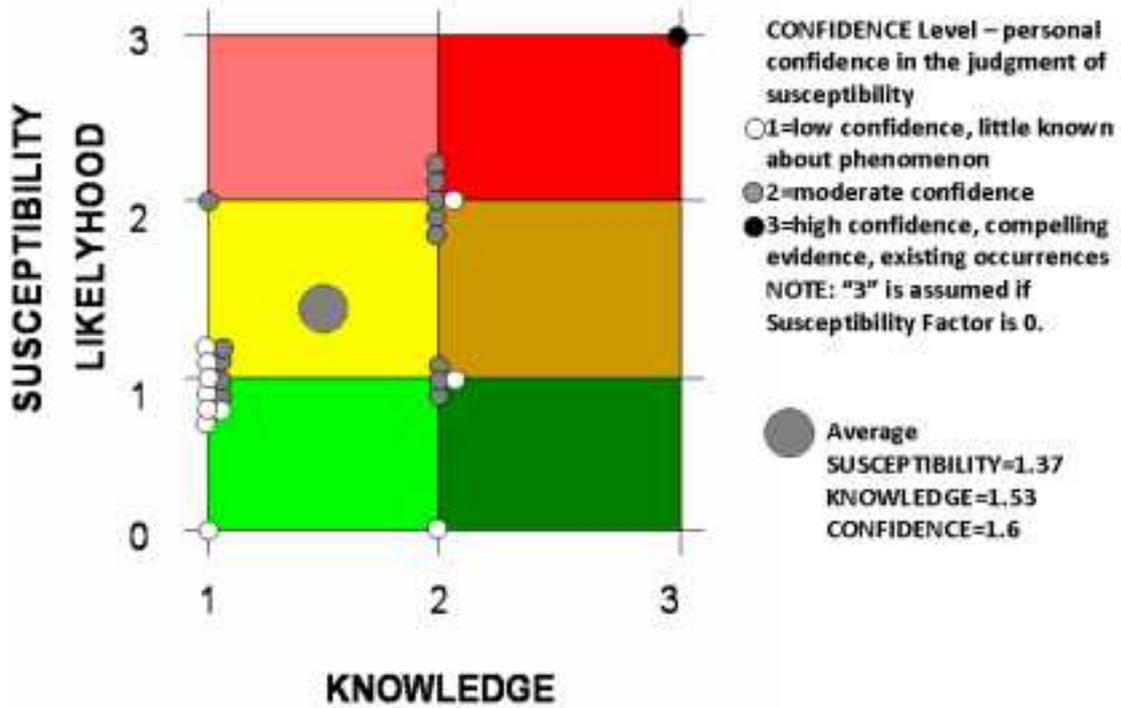


図 2.3.2-10(8) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

6.3 核変換ヘリウムによる応力腐食割れの加速



6.4 照射下応力緩和

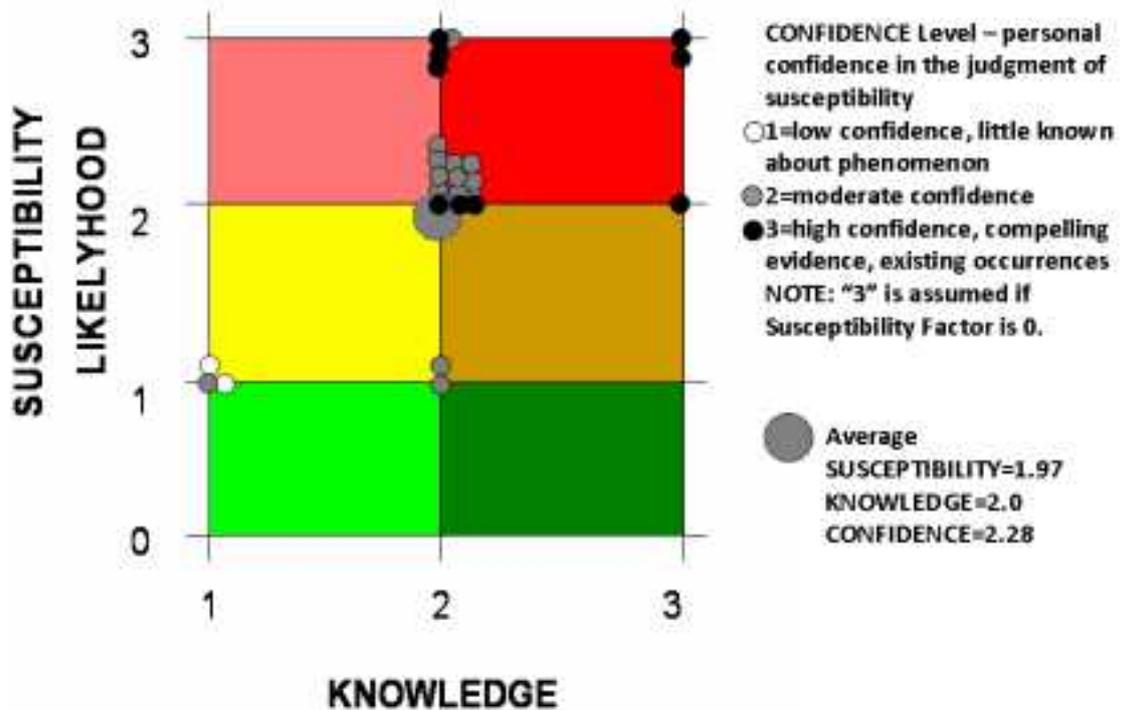
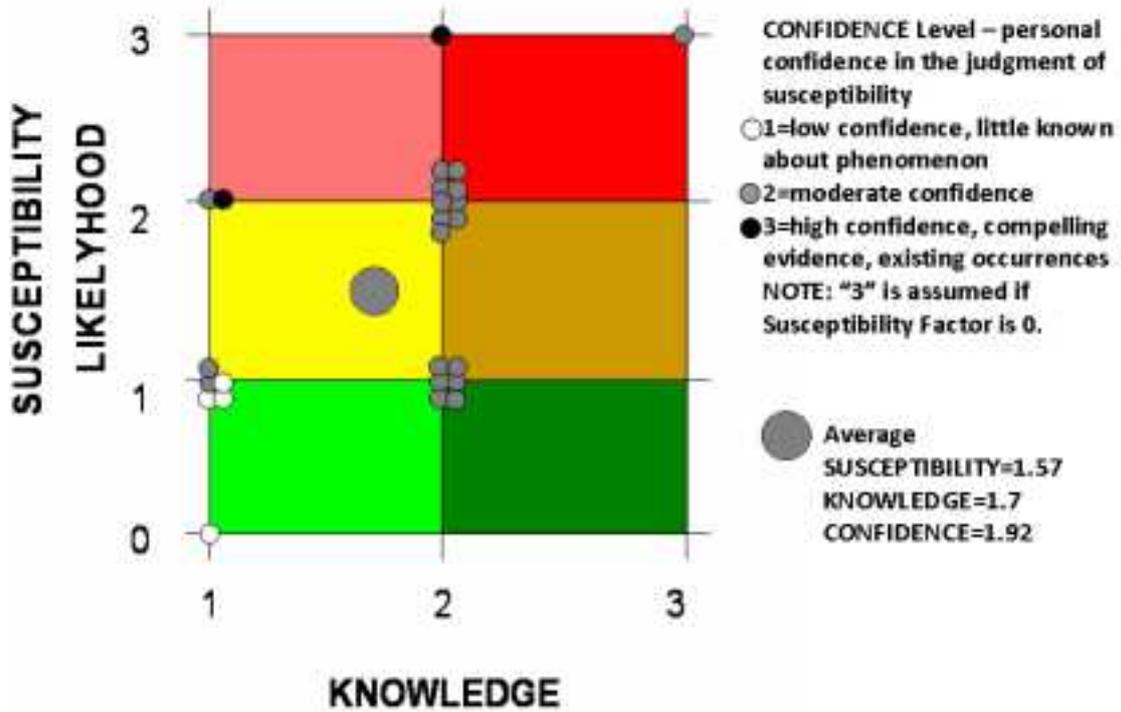


図 2.3.2-10(9) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

7.1 動的ひずみ時効による応力腐食割れの促進



7.2(1) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-PWR-

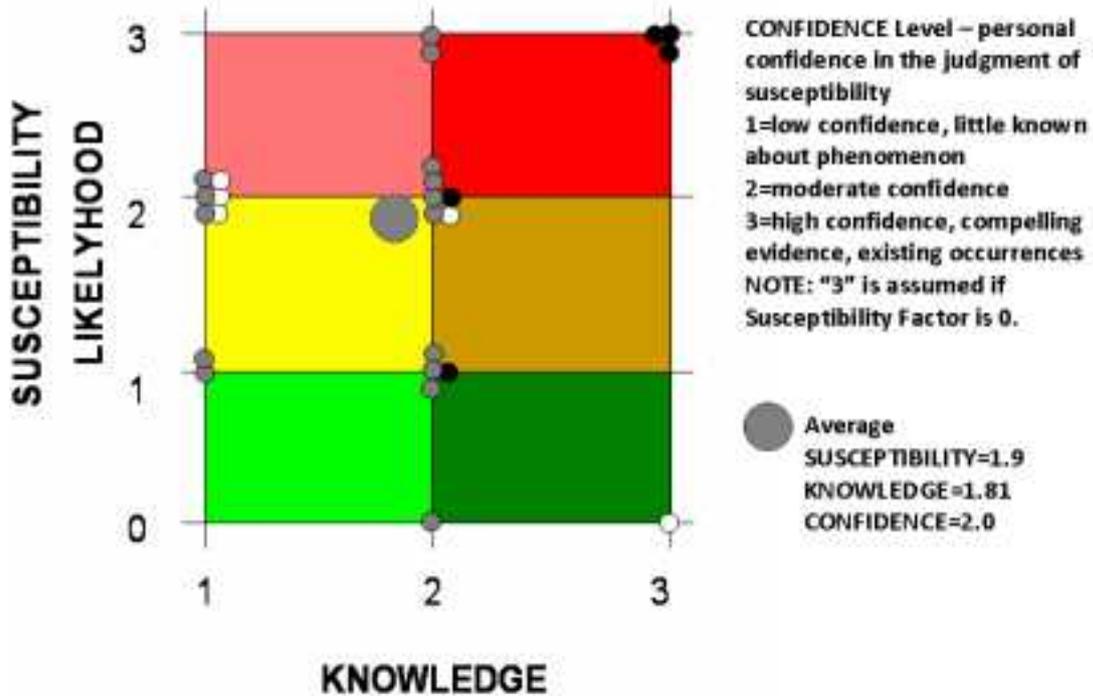
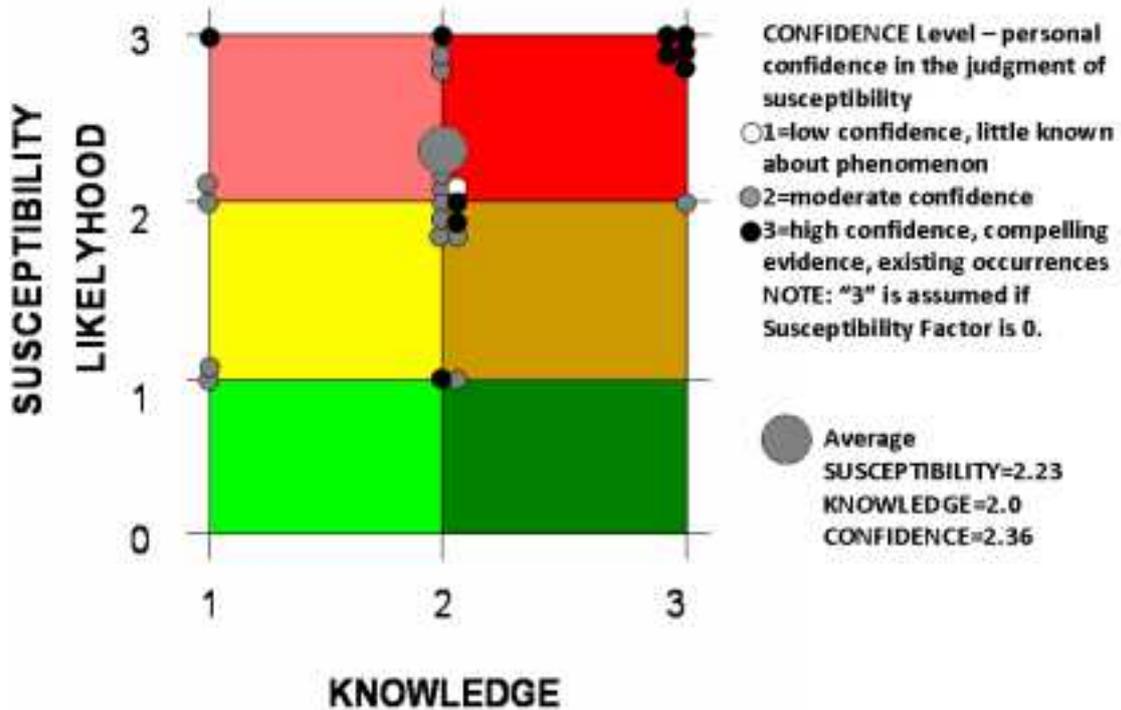


図 2.3.2-10(10) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

7.2(2) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-BWR-



7.3 冷間加工(機械加工含む)による応力腐食割れの促進

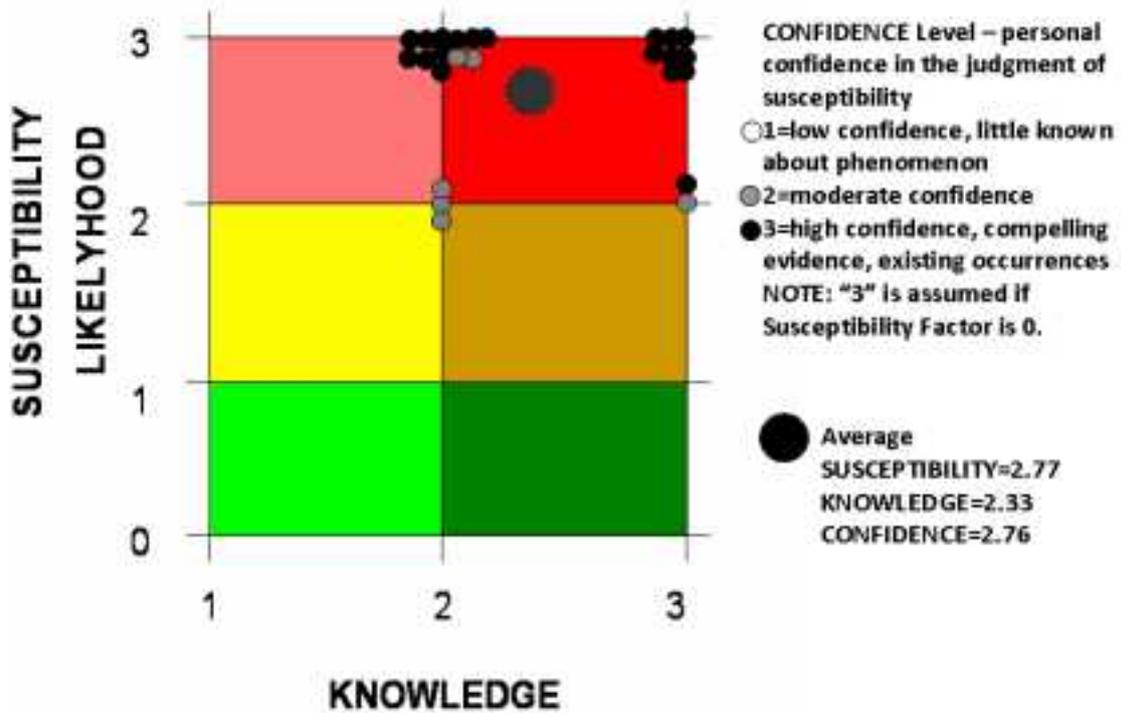
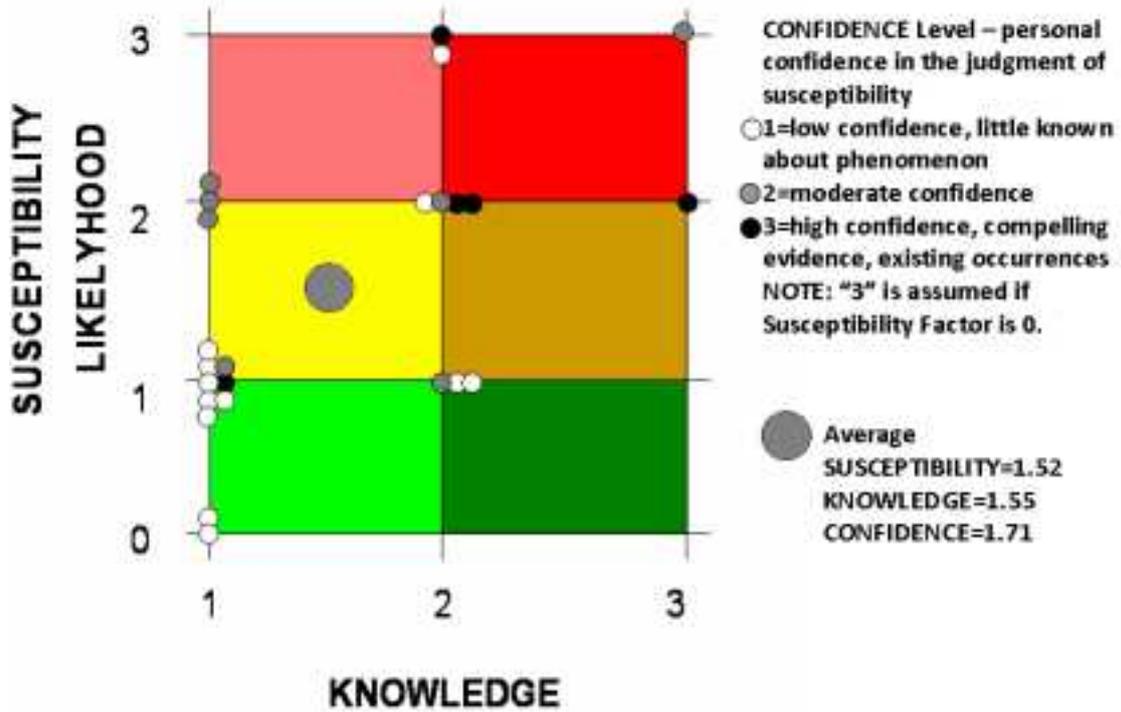


図 2.3.2-10(11) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

7.4 温度及び腐食電位の過渡的变化による応力腐食割れの促進



7.5 ひずみ履歴による応力腐食割れの促進

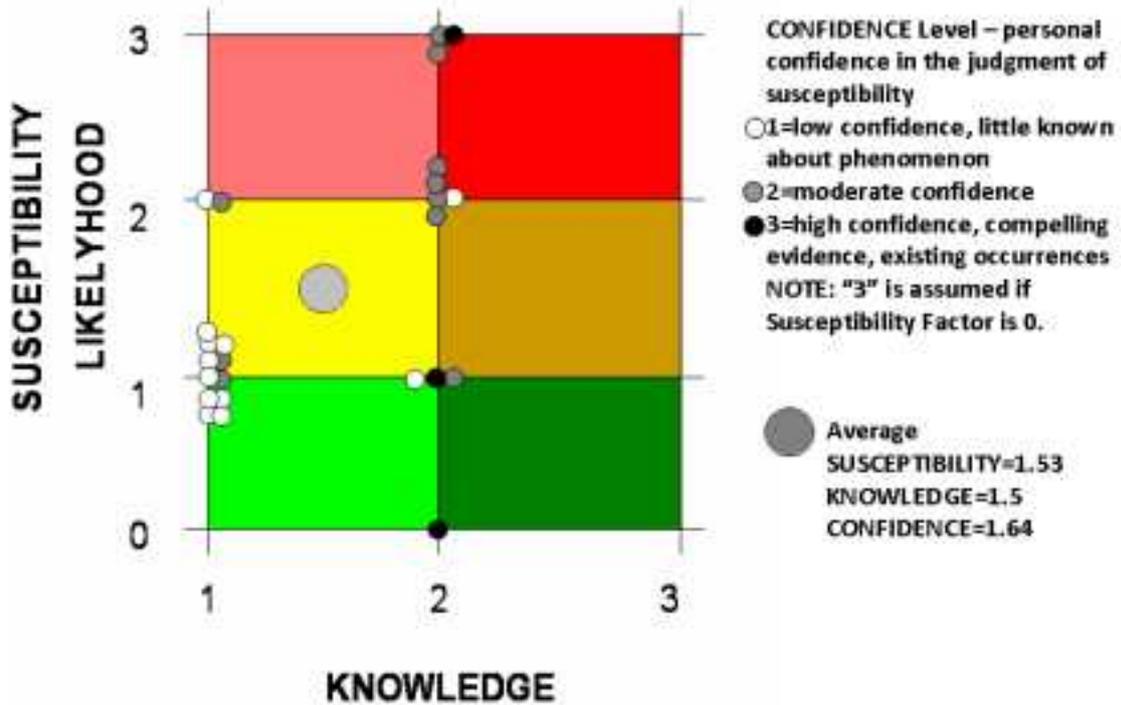
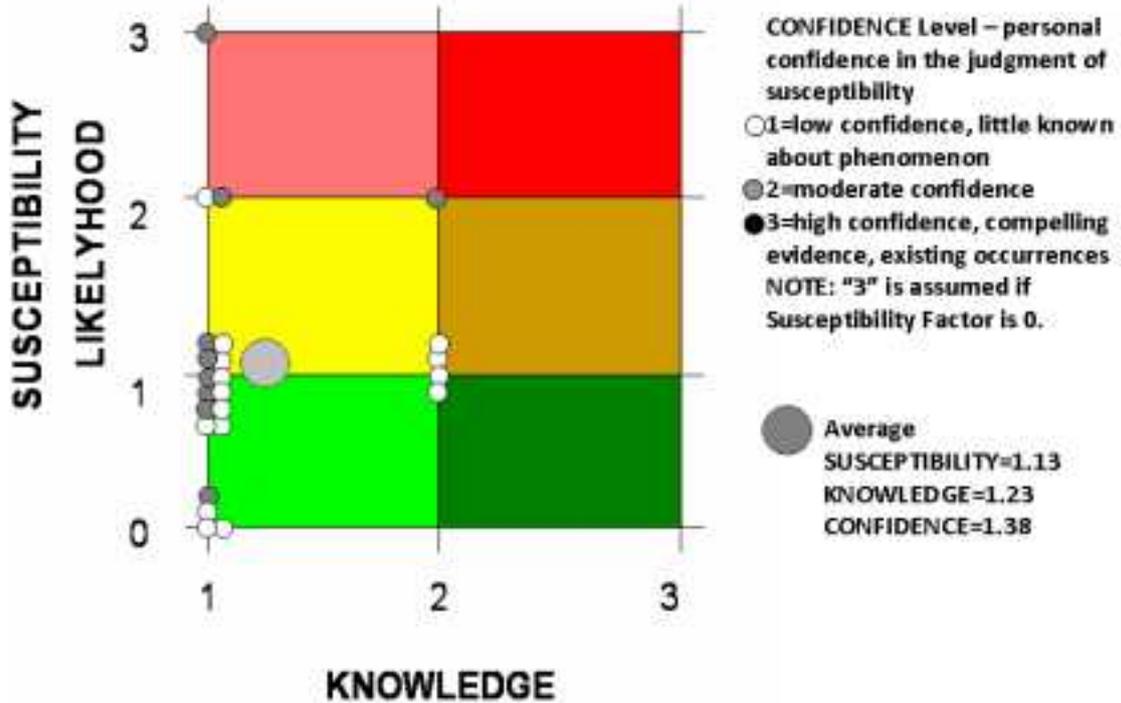


図 2.3.2-10(12) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

7.6 水素加速酸化現象に起因する腐食並びに応力腐食割れの加速



7.7 ピーニングによる圧縮残留応力の長期信頼性

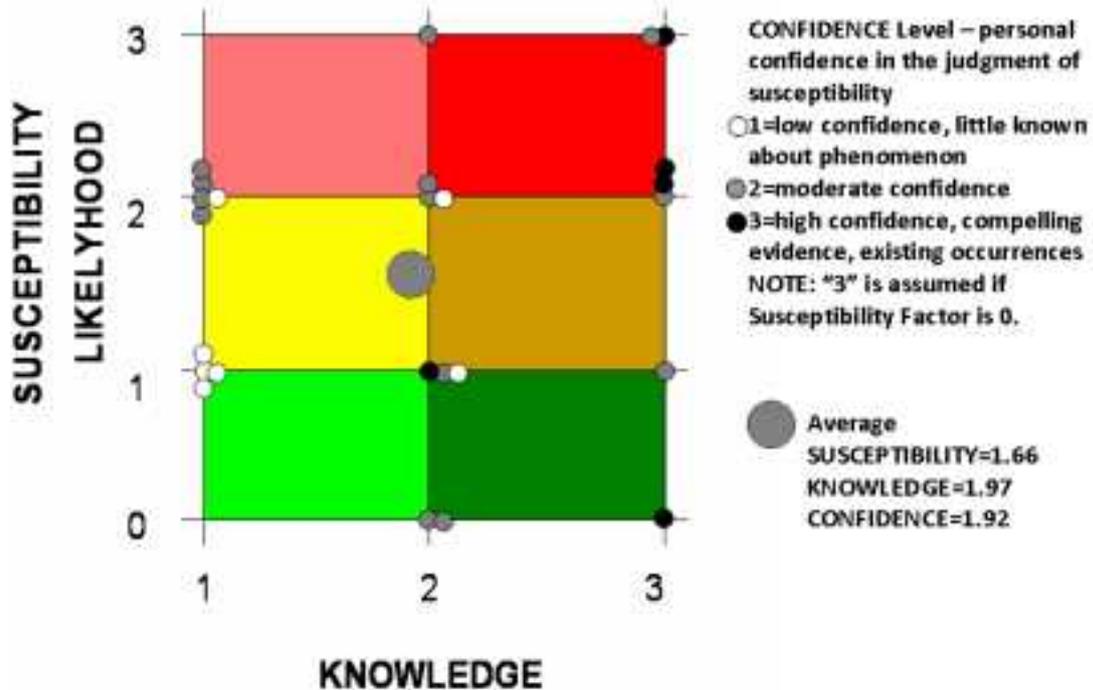
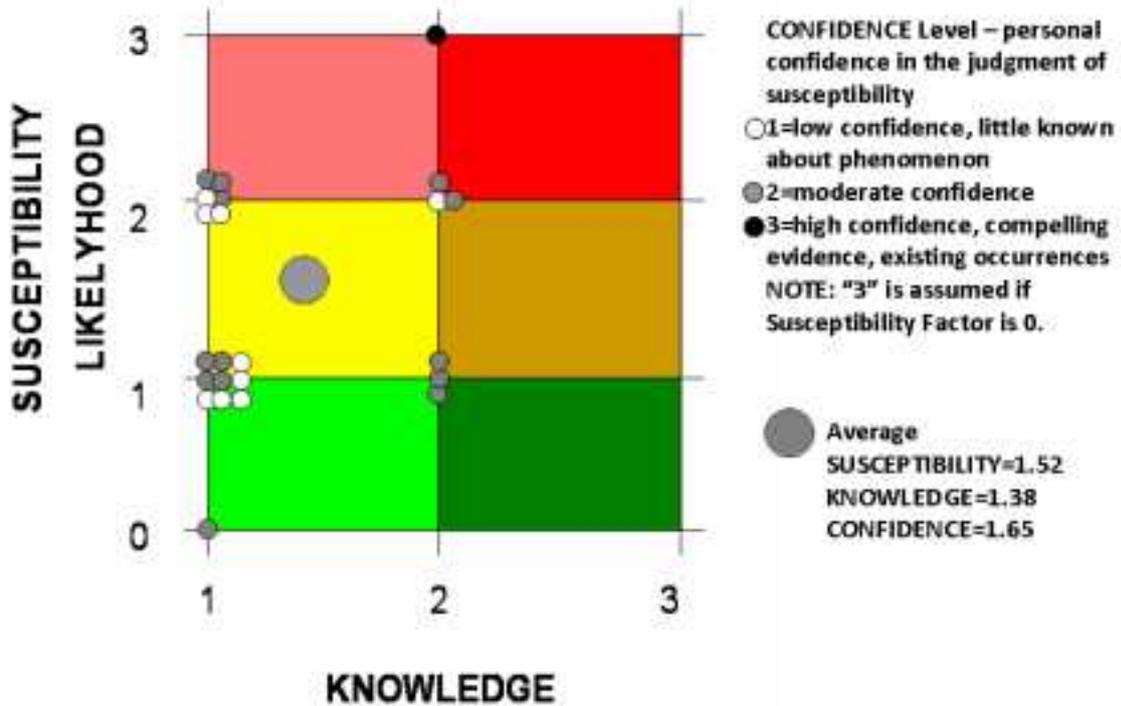


図 2.3.2-10(13) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

7.8 応力腐食割れ発生における酸化局在化劣化事象



7.9 リップルストレスによる応力腐食割れの促進

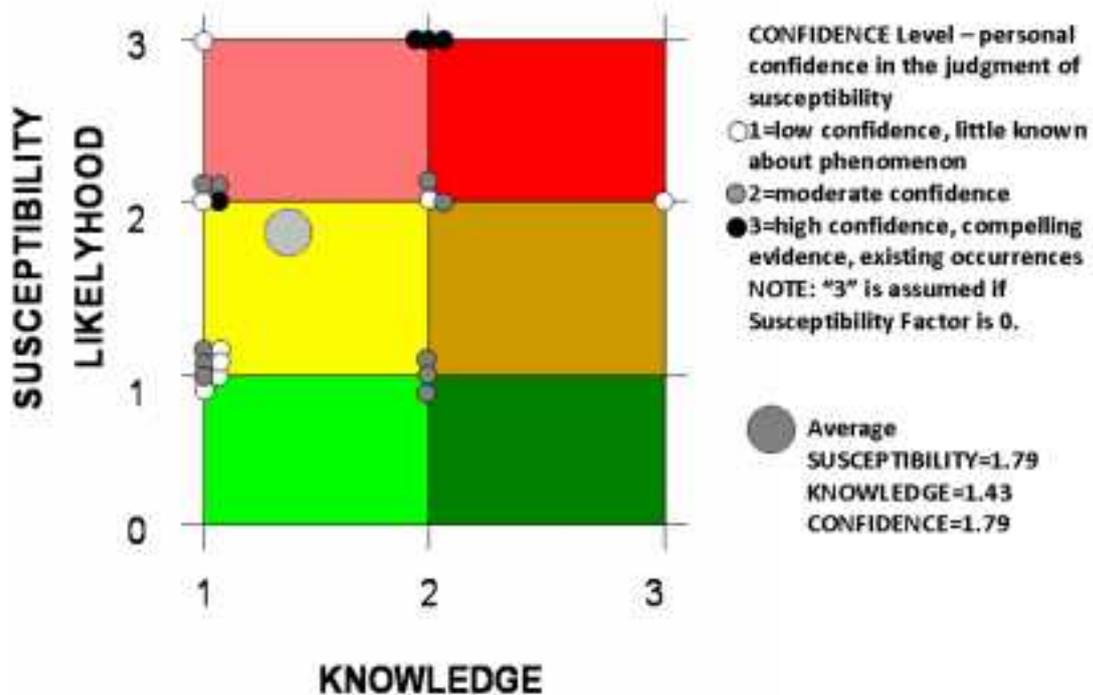
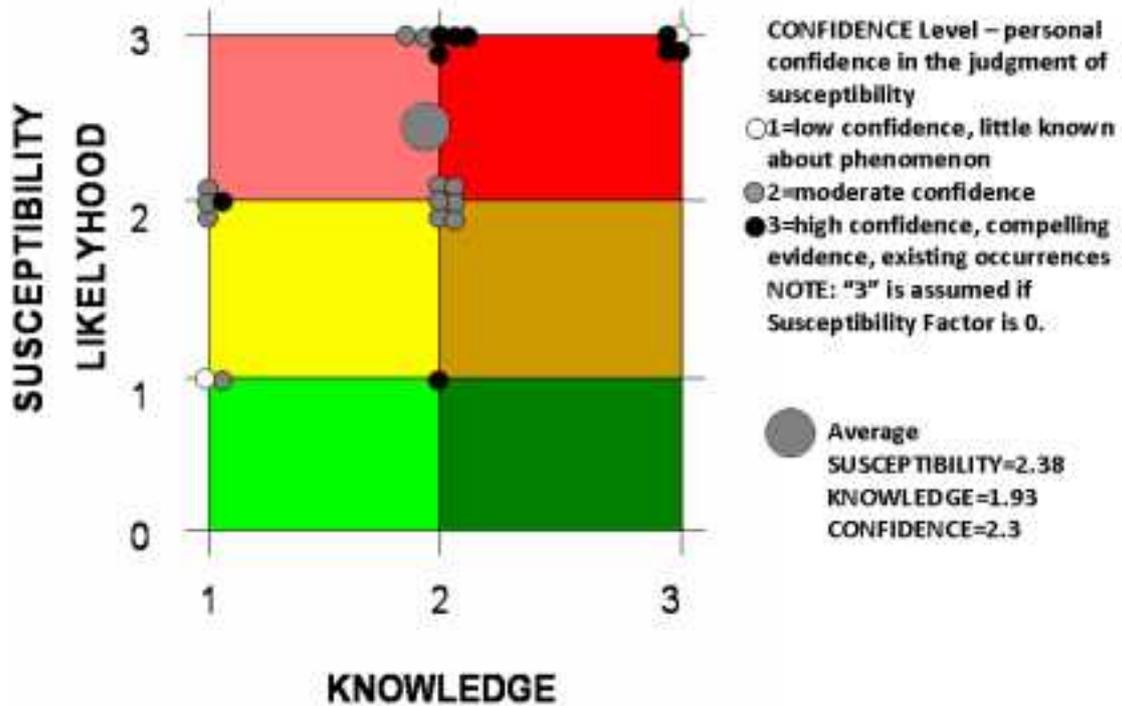


図 2.3.2-10(14) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

7.10 照射、表面研削及び表面残留応力による応力腐食割れ発生の促進



7.11 熱時効による応力腐食割れ進展の促進

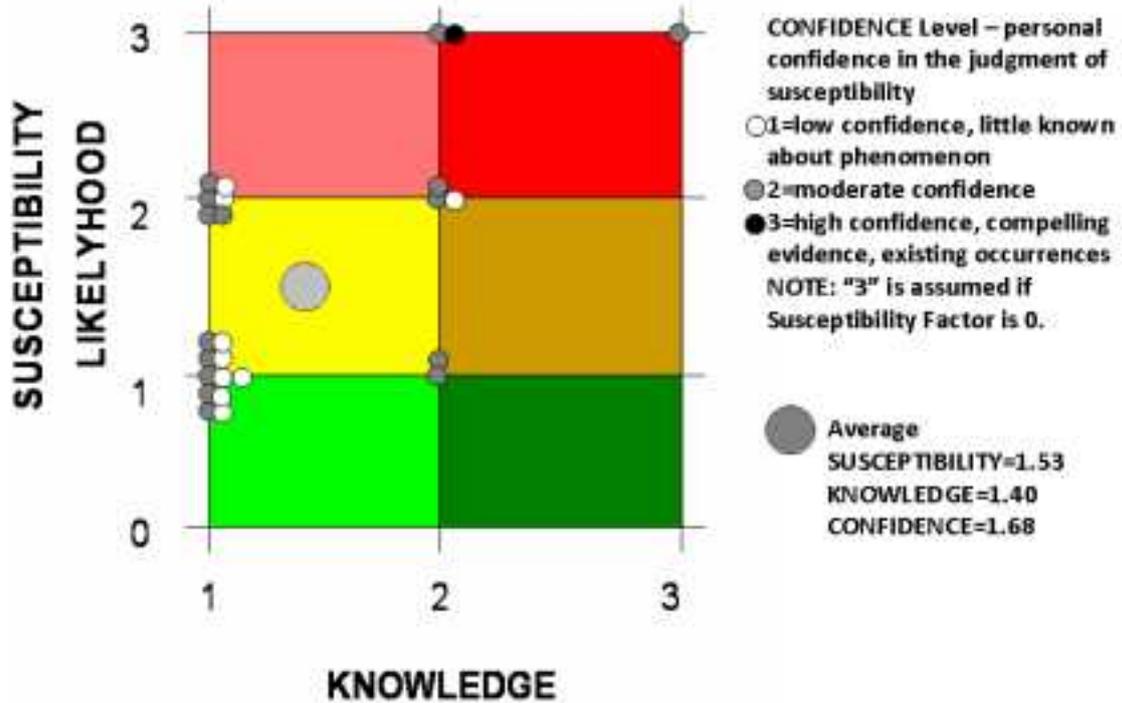


図 2.3.2-10(15) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

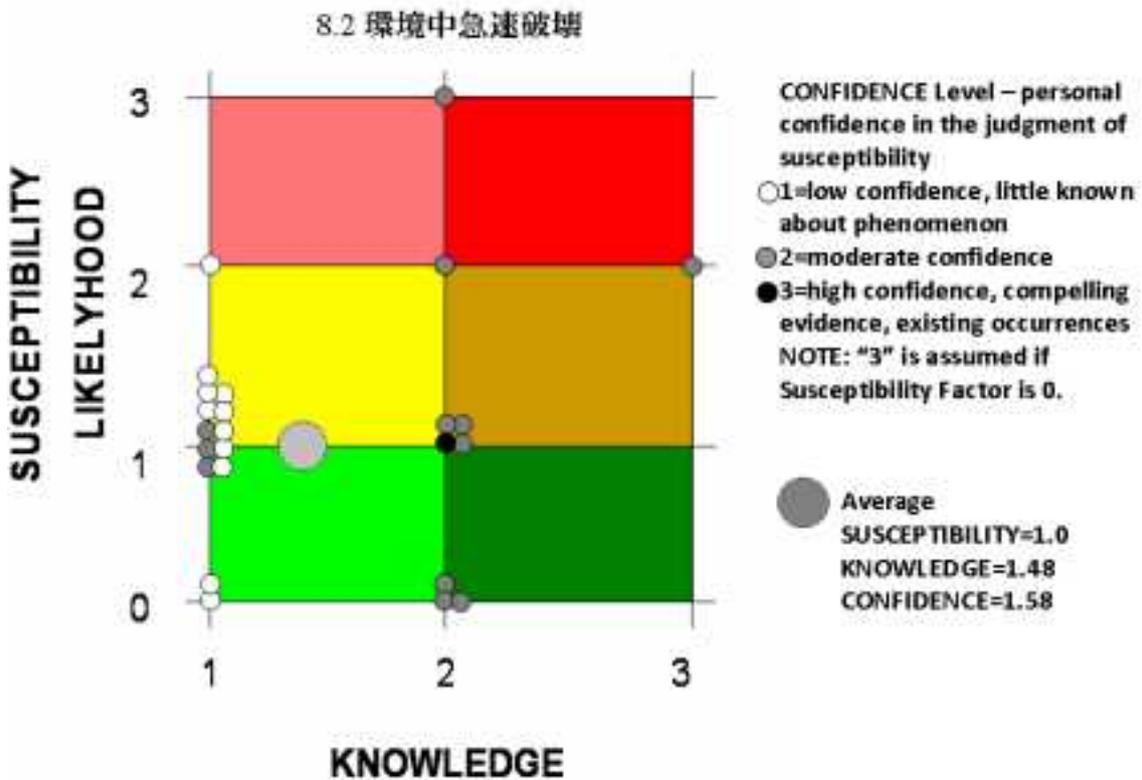
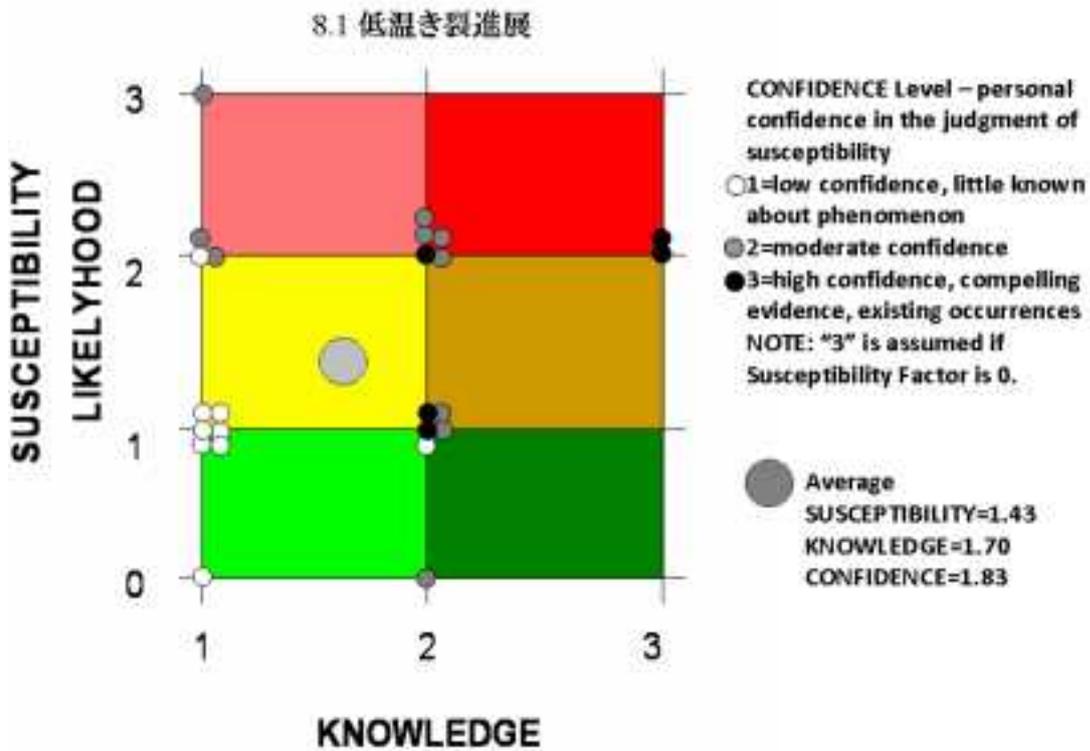


図 2.3.2-10(16) 劣化事象毎の専門家によるスコア付け結果

(b) 知識抽出法等による分析（東北大学高橋信教授）

本研究プログラムで行われているプロアクティブ専門家会議は、世界におけるトップレベルの研究者が一堂に会する重要な会議である。この領域に限らず研究者は個人的なレベルでのつながりも深く、親密なコミュニティを構成しているよう見える。この研究項目担当筆者である東北大学高橋は、本来はこの分野の専門家ではないが、知識抽出とプロアクティブなアプローチに関して関連するために、継続的にこの専門家会議に参加しており、専門家の議論を俯瞰的な視点で観察してきた。その中で浮かび上がってきたのが、専門家間の意見の相違が、想像していた以上に大きいということであった。専門家間で議論を行えば、技術的な意味での真実は一つに収斂するものと単純に考えていたが、実際の議論においては、実験データの解釈を廻って意見の一致が見られない場合があることを目の当たりにした。前述のPIRT法における評価が専門家間でかなりばらついていることもこの事実を裏付けている。

H24年度は、意見の相違が大きい二人の専門家に対して、個別にヒアリングを行い、意見の相違に関しての検討を行った。結果としては以下のような知見を得ている。

同じ専門家会議のメンバーであっても、これまでの経験の違いや着目する方向性の違いにより同じ事象に対しても異なる視点からの評価を行っていることが明らかになった。このような異なる視点を持つことは予見性という意味では重要であり、更に広い視点の導入も検討すべきである。専門家会議のメンバーは、開発メーカーの研究者もメンバーに入っているが、本当の意味での現場での実務経験を有する人が不足している可能性があり、より多くの実務経験者の参加が望まれる。

平成25年度は前年度の結果を受けて、更に詳細な検討を行うこととした。

平成25年度は、基本の方針として以下の二つを定めた。

(1) 平成24年度は各専門家に対して個別にインタビューを行ったが、今年度は専門家間の対話の必要性を重視し、同時にインタビューを行いお互いのやりとりも検討の対象とすることとした。

(2) 参加者はH24年度に御願いした二人に加えて、オブザーバーとして現場での経験が豊富なメーカーの現役技術者を一名選んだ。

以下、今回行った具体的な対話型のインタビューについて述べる。インタビュー対象者としては以下の3名を選択した。研究者A,Bは昨年インタビュー対象とした二名と同じである。

- 研究者A：長年、大学における研究に従事。本研究プロジェクトの責任者。
- 研究者B：原子炉プラント製造メーカーにおいて開発の初期段階から材料の問題を担当。

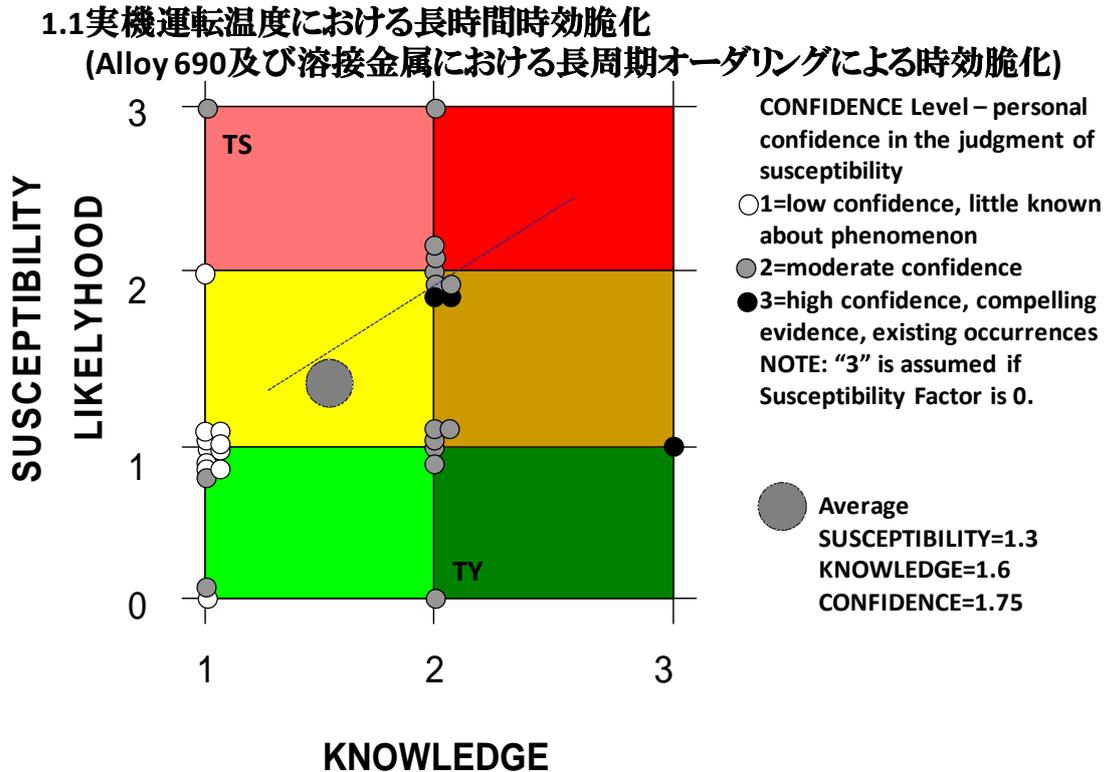
- オブザーバーC：B 出身とは異なる企業で設計に従事。プロアクティブ検討会メンバーであり、研究者 A 及び B をよく知る立場にある。

インタビューは、研究者 A と B が際だって異なる評価を下した経年劣化事象に対して、その理由を訊くという形で行った。その際、異なる評価を下した相手（研究者 A に対しては研究者 B）が、なぜそのような結果を出したと思うかという点に関してもそれぞれ述べてもらうよう御願ひした。

平成 24 年度のヒアリングによる個々人の主張を資料としてまとめ、お互いにそれを見ながら各人の主張と、それに基づく意見交換を行った。尚、議論に際しては、討論のポイント整理や、他の見方からの情報などにより議論の発散を防ぐ為に専門知識を持った第三者的な立場で整理出来るオブザーバーの参加は非常に有効だった。

以下、それぞれの事象に対してのインタビューの内容をまとめた結果を示す。

a. 実機運転温度における長時間時効脆化（平成 24 年度結果）



研究者 A :

長時間時効脆化は 80 年位の内に必ず起きる。実験データ、数値計算（平衡論）では必ず起こる。尚、加速実験は大気中であり、水素が十分に含まれていない環境で行われている、という事を問題と考えており、大気中だと 400℃の試験環境と 320℃の実機環境で 100 年違うと言っているが、水素中でも 100 年違うかわからないと述べている。

研究者 B :

長時間時効を引き起こす材質変化事象に、スピノーダル分解とオーダー／ディスオーダートランスフォーメーション（規則／不規則変態）がある。δフェライトの熱時効脆化はスピノーダル分解であり、Ni-Cr 合金の長時間時効脆化は規則／不規則変態である。これらが拡散変態ならば温度加速などの実験データからプラント寿命末期までの可能性をある程度推定が出来る。鋭敏化（Cr 炭化物析出に伴う Cr 欠乏層の生成）は拡散変態であり、温度加速データから実機温度での低温鋭敏化の有無は推定できる。拡散変態であれば、冷間加工を受けた部位の変態は加速される。無拡散変態であれば、生じ得る温度に実機で達しなければ、事象は実機で生じないことになる。規則／不規則変態も拡散変態で考えた場合、今までのデータは 400℃で 1 万時間以上。実環境の 320℃に考え直すと、40℃で 1 桁なので 400℃は 2 桁変わることになり、100 倍位の加速になる。このため 100 年で起きるかどうか

という頻度と考える。

オブザーバーC：

よくわからない。確かに 400°Cでの実験データはある。調べた範囲では「鉄の比率が低い方がオーダーリングしやすい」事はわかっているらしい。オーダーリングを防ぐために 25 年前から鉄を増やしている。9%程度まで鉄を入れるとオーダーリングは起こりにくいらしい。Alloy 690 はオーダーリングも考えられて作られているので可能性は低いのではないか。

(まとめ)

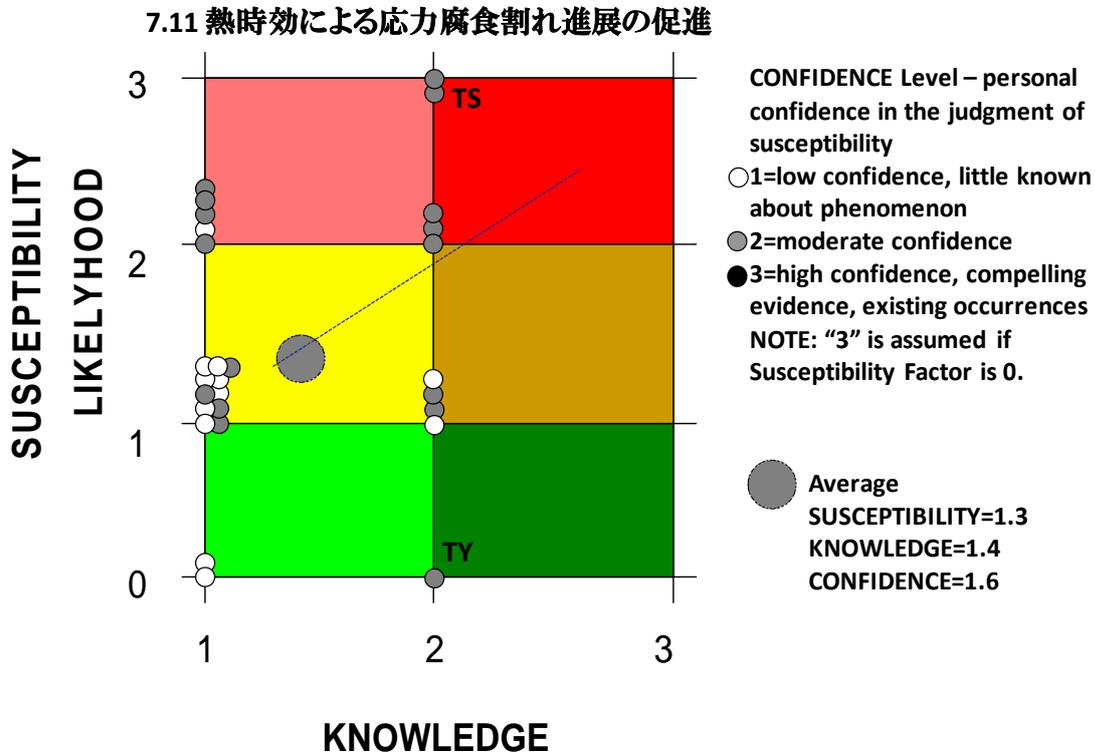
今年度も昨年とほぼ同内容の意見交換。尚、オブザーバーも現役の企業で設計事務を担当しているので、実感として研究者 B に対して近い感想を抱いている。

研究者としてのバックグラウンドを持つ研究者 A は、水素という付加的な要素を考慮して発生の可能性を懸念しているが、実務経験の長い研究者 B は、自分のこれまでの経験をベースに考え可能性を低く捉えている。

また、研究者 B は、「PWR は殆どの部品は交換前提で設計されている」旨を指摘しており、材料は最長 60 年間と判断し、基本的には長時間時効脆化以前に交換する前提で考えているものとうかがえる。

水素の議論に関しては最後の設問で改めて意見交換をする事で一旦打ち切った。尚、研究者 A の水素への拘りについては、「水素加速酸化現象に起因する腐食並びに応力腐食割れの加速」で討論しているが、欧米を中心に PWR 運転時に注入する水素圧を高めるべく検討中 (30cc/STPkg・H₂O→80～100cc/STPkg・H₂O) であり (日本は下げる方向 30cc/STPkg・H₂O→5～15cc/STPkg・H₂O で検討)、運転条件の変更が与える影響を懸念している事によるものである。

b. 熱時効による応力腐食割れ進展の促進（平成 24 年度結果）



研究者 A :

材料の中に組織的な変化がある時に、熱時効という事で SCC がそれによって促進されるのではないかと。色々な熱時効があり得ると思うが、二相ステンレス、オーステナイト系ステンレスの溶接金属部とか、その様なところでかなり長時間熱時効した試験片で SCC 試験をすると加速するというデータも一部出ている。

研究者 B :

二相ステンレス、オーステナイト系ステンレスの溶接金属部の熱時効は、スピノーダル分解である事は良く知られており、475℃に近い温度で生じることから、BWR よりは PWR の方が生じる可能性が大きい。PWR では 10 数年前に美浜 2 号機で蒸気発生器を交換する際に主配管（2 相のステンレス鋼）を一部採取して熱時効による脆化程度を調査した事がある。その時既に美浜 2 号機は 10 数年供用されていたが、脆化程度は小さく、プラント寿命 60 年を考えてみても脆化程度は問題とならない事が判明した。

一方、熱時効脆化による耐 SCC 性の低下の問題であるが、PWR で考えた場合に本当にこれが問題になるか。経験値で言えば、PWR だけで考えると可能性は低いと思う。仮にこの現象が起こったとしても割れにまで結びつのがわからない。

加工硬化したステンレス鋼の SCC に関しては、去年の回答時点から相当研究は進んでおり、そう簡単には PWR では SCC は発生しないし、硬化領域で発生しても、柔らかい母相に至ると SCC き裂は停止してしまう。日本から問題を発信して世界中からステンレス鋼の PWR での結果が出てきた。日本の調査結果と一致しており簡単には割れない。

オブザーバー C :

熱時効と応力腐食割れは（事象として）全く分かれている。

（まとめ）

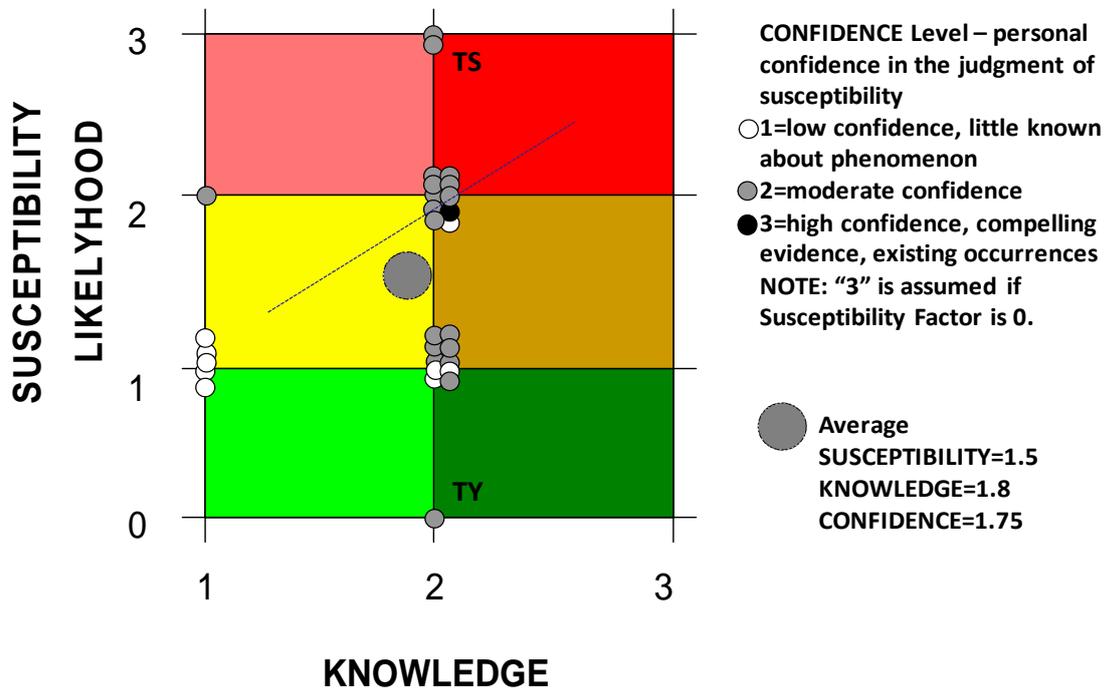
今年度も昨年とほぼ同内容の意見交換。尚、オブザーバーも現役の企業で設計事務を担当しているので、実感として研究者 B に対して近い感想を抱いている。どれだけの情報を持っているかをお互いに持っているかを確認する必要がある。

ここでのインタビュー結果からは、得られている実験データはそれなりにあり、その情報はお互いに知っているが、その条件等の違いによる解釈の違いに起因すると思われる。

但し、研究者 A は「理屈を積み重ねていくという点が一つ。BWR の環境でそういう所が優先的に酸化しているという事実もある。」と、理論上から万が一にでも起こる可能性を検討する事が、プロアクティブの一番大切なところと考えており、狼少年的になっても仕方がないという前提で話をしている。研究者 B は経験主義的に PWR に限定して検討し BWR の可能性も含めて検討している。会話ではこの点に関して微妙な食い違いが感じられた。

c. 低温き裂進展（平成 24 年度結果）

8.1 低温き裂進展



研究者 A :

実験室では確認されているが現場では起きていない。材料によって違って、最初に出てきたデータはその様な性質をもった材料で破壊抵抗が非常に低下した。690 でどうなるか。現象としては起こりうるので、どの様な条件で起きて、どの条件で起きないか、その点の議論をする必要がある。

研究者 B :

今までの研究の結果わかった事は、材料依存性がもの凄く強いということ。INSS、BETTIS がデータを最初に出してきたが、その材料が非常に悪かった。日本の材料では違うという事がわかってきた。材料依存性が強いので実機で問題になるか、という事であれば可能性は低いと思っている。溶接についても BETTIS の使った溶接材料は非常に悪くて、日本では起きないと考えている。研究者 A はもっと世界中の原子炉を見て評価していると思う。悪いのがあれば心配だ、という考えと思う。私は日本の原発という狭い見方の評価かも知れない。

オブザーバー C :

起こると言えば起こる訳で、他のプラントメーカーでも「起こるかも知れないけど、その様な運転状態にはならない」という評価をしている。運転中に水素が上がって温度が下がる事はない、と言っているので可能性は低いと思う。事象としては起きて、破壊抵抗の

低下が起こるのは確かなことである。

(まとめ)

今年度も昨年とほぼ同内容の意見交換。尚、オブザーバーも現役の企業で設計事務を担当しているので、実感として研究者 B に対して近い感想を抱いている。但し、TT690 合金を含む材料系で日本／外国で相当の品質の違いがある事が明確になったという事で、昨年よりも問題点は明確になった。

この問題に関しては、研究者 A と研究者 B の情報の共有度は高く、持っている情報に偏りはないと思われる。

「TT690 合金を原子力で実用化したのは国内のグループだったが、世界中で 690 を扱っているが、実はそう簡単には使えない。」

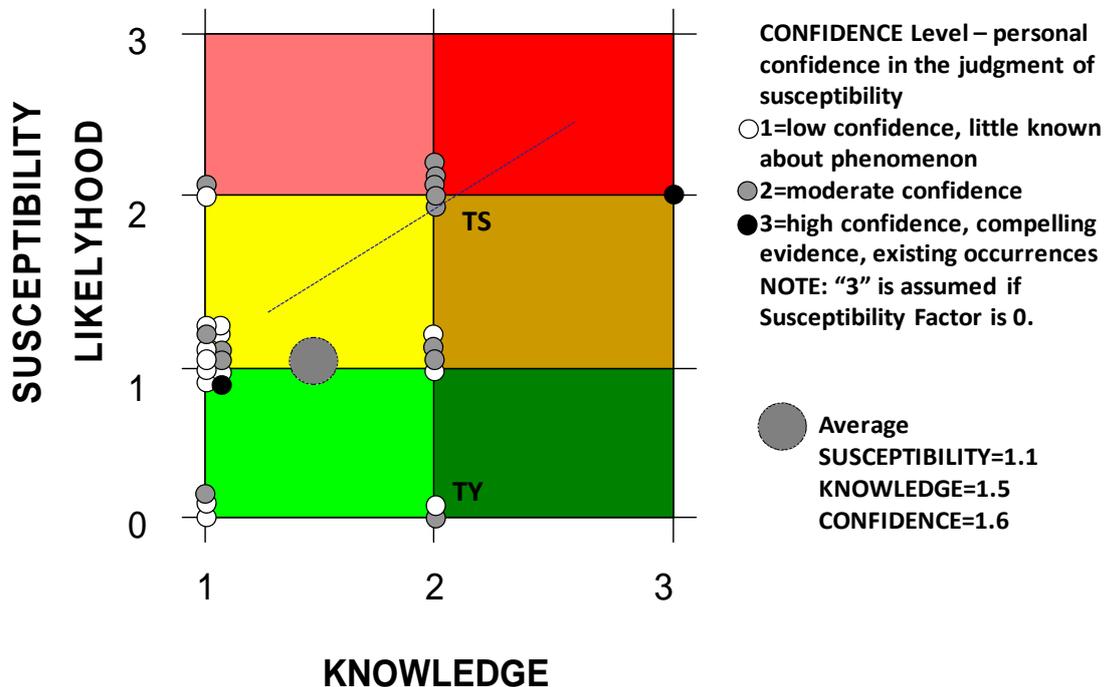
「特殊な製造プロセス、熱処理、化学成分を扱う必要があり、製法ノウハウや特許などで海外メーカーは国内の研究グループには品質で叶わない。海外は特許紛争などもあり、日本の特許申請範囲の外で実施している。TT690 合金といっても中身は世界の各社で異なっている。」

この点は研究者 A, B、オブザーバー C の認識は共通している。

よって、研究者 A の指摘は、日本の原発では問題ないかも知れないが、海外の原発では問題の可能性は消えた訳ではないと解釈することができる。オブザーバー C からは「BWR も日本／海外を問わず 690 合金を採用しつつあり苦労している」旨の発言があった。「低温き裂進展」だけを念頭においた発言ではなく、690 合金自体の材料の難しさも含めた発言と考えられるが、研究者 A の懸念は決して杞憂ではない事を示していると解釈できる。

d. 焼き戻し脆性による応力腐食割れ発生の促進（平成 24 年度結果）

7.12 焼き戻し脆性による応力腐食割れ発生の促進



研究者 A :

現象としては起こりうるが実機で起きるかどうかの問題。最近の材料では起きないが、リンの含有量が多い昔の材料では可能性有る。材料自身が焼き戻し脆性を起こしたとして、高温水中で優先的な酸化が進行するか。低合金鋼そのものの SCC は基本的におきにくいですが、低合金鋼が溶接でつながっている 182 合金とか心配。PWR, BWR も同じだが、この部分は割れ感受性が高いので、ここにクラックが走って、それが低合金鋼に達した時にそこから先の低合金鋼の中にクラックが進行するかどうかの問題である。

研究者 B :

PWR の環境下で低合金鋼が応力腐食割れを起こした事例はまだ無い。アメリカの事例では、VC サマーというプラントで低合金鋼とステンレス鋼のニッケル合金による異材溶接継手でニッケル基合金から応力腐食割れが入った。ステンレス鋼と低合金鋼側に進展していくが、低合金鋼側は割れが止まった。応力腐食割れが止まって局所的に全面腐食みたいな形で止まった。

基本的には焼き戻し脆性はよくわかっていたので全て対策済みの材料を使っていたはず。今の日本、世界の環境を考えれば 60 年が一つの区切りと考える。だが、PWR の場合は取り替えられるので（研究者 A が懸念する古い原発も含めて）リニューアルはかなり可能。それ故、材料の 60 年の寿命を考える必要はないと思う。

オブザーバーC：

焼き戻し脆性が起こるかどうか自体も、よくわかっていない。長期間稼働させて60年、80年、100年が出るのか否かが問題であろう。

(まとめ)

今年度も昨年とほぼ同内容の意見交換。尚、オブザーバーCも現役の企業で設計事務を担当しているので、実感として研究者Bに対して近い感想を抱いている。

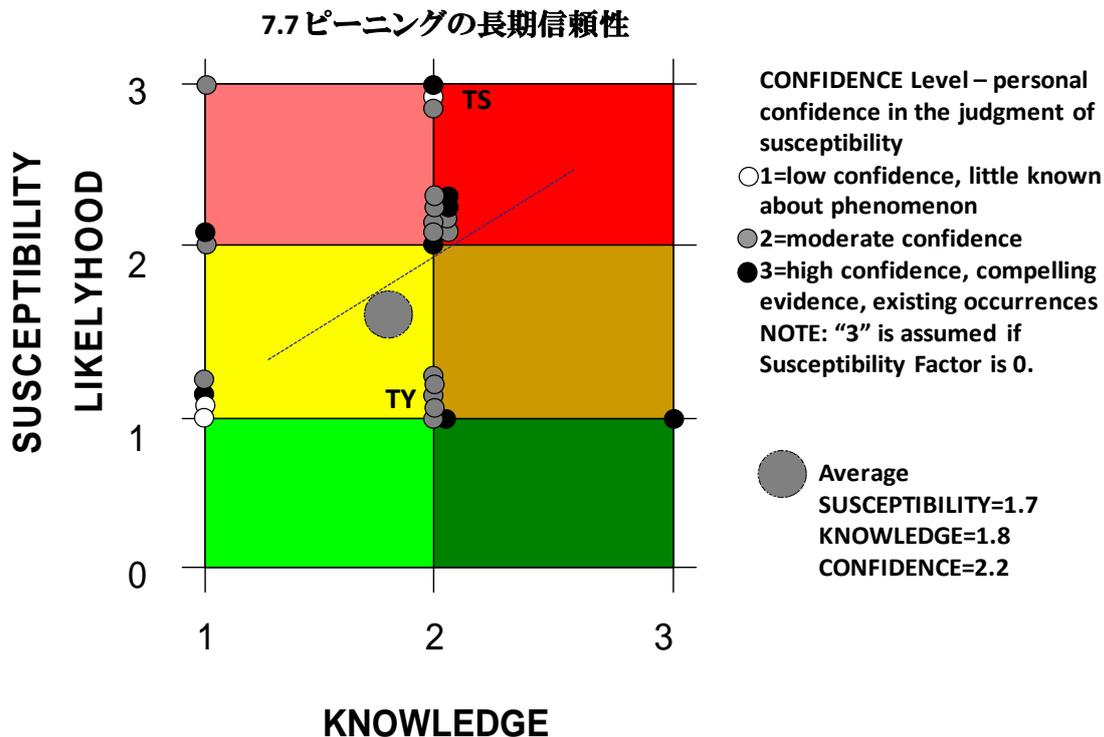
この問題について、研究者Aは「狼少年」的な設問である事を認めている。

「PWRでの事例はまだない。割れは途中で止まっているから。ここで『だから問題ない』というべきか『その条件ではそうだったかも知れないが、少しでも条件が変わった時には進行する可能性があるかどうか』というべきか。我々は一度中まで進展させて、『この条件だと進展するが、この条件だと進展しない』、『実機でここまでやるから大丈夫だ』という議論をしないとイケない。」

「今までのプラントでは割れていない、と言うが、統計的には割れていない事象が増えれば答えとして良いかも知れないが、プロアクティブ的に言えば、その条件から少しで外れる可能性があれば一回テストをしてマージンを求める必要がある。その意味では、そこを考えておく必要がある。」

但し、研究者B、アドバイザーCもPWRに関する回答で、研究者AがBWRでも発生する事を示唆している事については検討が十分になされていないと考えられる。

e. ピーニングの長期信頼性 (平成 24 年度結果)



研究者 A:

ピーニングは SCC の対策としては一つの方法。国も認めている。ただ、材料が固くなると SCC 感受性が高くなる事もあり、ピーニングは表面を硬くする事なので、圧縮の残留応力を残すので当然 SCC には良い。

但し、硬くするという事でネガティブなものも残るので、もし、ピーニングのプラスの効果の残留応力が長時間使って、温度とか繰り返しの疲労とか、圧縮応力だけが減って材料だけが残るとすると、SCC に対してはネガティブな要素となる。そこは調べておく必要がある。

尚、材料で実現出来るならばピーニングは行う必要はない事は理解している。問題提起したのは、国も認める手法として広く使われているからである。

研究者 B:

ショット・ピーニングは万全の対策ではない。あれは緩和策であり対策ではない。長時間経てば、圧縮残留応力がいずれ消えていく可能性があるものと思う。

オブザーバー C:

ピーニングの効果がずっと残るか?と言われると疑問。時間の経過と共に減衰する事に加え、予定外の荷重がかかった場合に効果がなくなってしまうのでそれが一番怖い。設計通りの弾性範囲内であれば良いかも知れないが、疲労も応力振幅が低い値ならば良いけれ

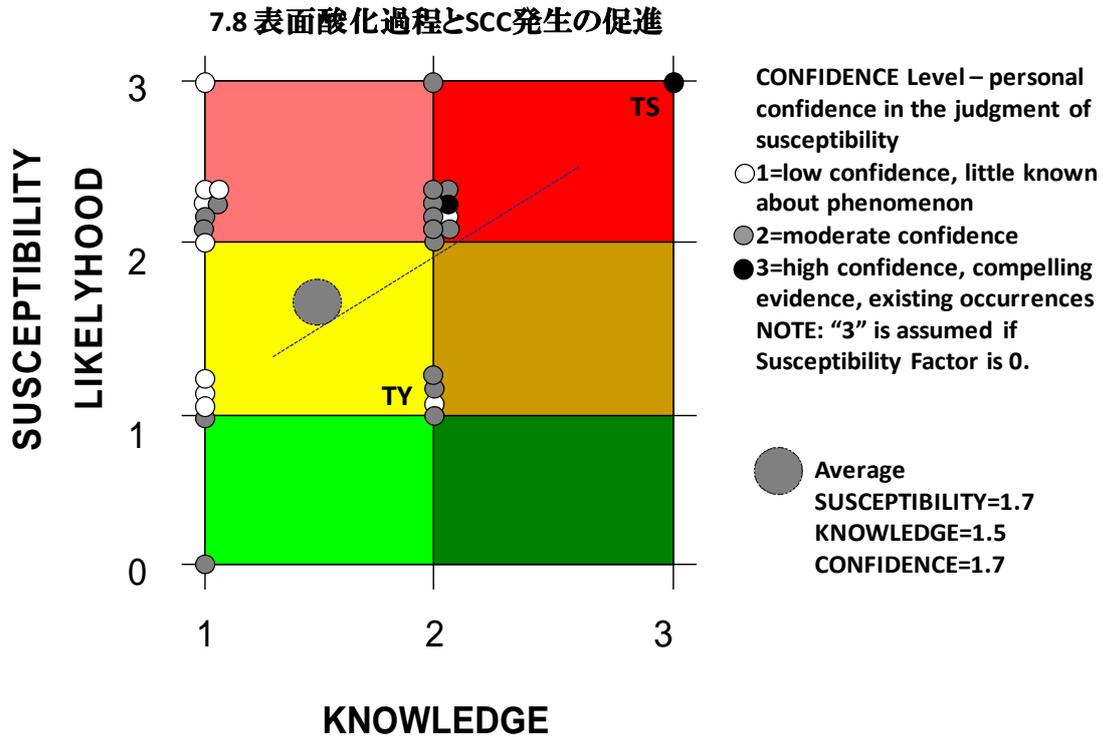
ども、地震などで想定外の大きな応力が発生する可能性のある様な場所は使わない方がよい。ピーニングを行っているインターナルは、それ程予定外の負荷はかからない筈なので、良いのではないか。

(まとめ)

研究者 A、B、アドバイザー C も含めてピーニングの効果や使用箇所について心配すべき点は一致している。

研究者 A が問題提起した様に、国が認めたために、本来使用してはいけない部材にも安易なピーニングの利用が行われている可能性は残る。その為に、ピーニングを使用してはいけない条件などの検討をする、という意味ならば今後もプロアクティブの課題とする意味はあるのかも知れないと考えられる。

f. 表面酸化過程と SCC 発生 の 促進 (平成 24 年度結果)



研究者 A:

今まで起きている現象を違う観点から見るという立場。何も無いところから亀裂ができるプロセスは説明できていない。今プラントは維持規格では亀裂が出たら対応するという基準はできているが、最近では「出来た後の対処」だけでは対応が難しいという事で、亀裂がいつできるかを予測して、如何に継続的に行うかが問題である。検査して傷を見付ける訳で、検査しなければ傷は見付からない。検査しなければあっても見付からないという事だから、むしろ逆にどういふところに SCC が発生するか、という事をきちんと捉えるかにウェイトが移ってきている。

最近では原発の長寿命化の議論が出てきて、使用期間を 60 年から 80 年とする動きがあるので、この問題は要検討である。SCC は酸化現象が局在化して一例えば粒界に一進行していくプロセスが SCC の発生だろうという視点で色々な研究を行ってきて、その様な目で捉えれば SCC の発生プロセスをうまく表現できるのではないかと考えている。もしそれがわかれば、どの様に非破壊的に評価出来るか、それが評価出来れば一種のモニタリング的な手法も可能になるのではないかと、という期待をして研究を進めている。

研究者 B:

酸化プロセス解明の難しさの具体例を挙げる。材料も同じで応力的には同じだが環境が玄海原発と大飯原発と少し違うだけで割れのパターンが全く異なる事例があった。ほんの

少しの違いで現象が完全に異なる。私が入社した 1970 年からずっと世界中で調べている。調べるだけ調べても、その間大きく進展していない。難しい。新しい研究者が新しい説を出すという状況である。

オブザーバー C :

モデルが難しいのか、検出が難しいのかを考えると多分両方難しい。差が出てくるのはミクロン・オーダー。それが実機で検出できるのか、どの様にして行うか手法的な問題もある。通常なき裂だって数ミリにならないと検出できない。研究者 A の話は 100 ミクロンの凹凸がわかるのか、という事。

メカニズム (モデル) に関しては、PWR は未だに議論されているので、これ程長い間議論され、研究者も数多くいるが、一つの結論にたどり着くかは本当にわからない。たとえメカニズムがわかっても、このモニタリングのレベルは相当ハードルが高い。非破壊屋さんが非常に困難と思うレベルの話である。

(まとめ)

研究者 A、B、アドバイザー C も含めて、酸化から SCC 発生メカニズム解明が殆ど進んでいない点は一致している。ただ、数ミクロンの発生初期段階からモニタリングをする可能性については意見が分かれている。

この事象に関しては、SCC という高経年化における主要なメカニズムに関しても、その発生原理に関しては統一したコンセンサスがないことが明らかになっている。今回は研究者 A、B の間だけでなく、研究者コミュニティ全体がその様なある種の混沌状態にある事が判明した。研究者 A によれば「何がクリティカルか研究者によって力点が違ってくる。更に、新しい測定法が出てきて測って見たら、また新しい事がわかったと言ってくる。何が起きているかという事象について、我々はわかってくるが、その内で何がクリティカルに効いて発生しているか、という点についてはなかなか進んでいない。但し、それなりのエビデンスも出ているので判断に困る。」

状況を「象のしっぽだけをさすって象を語るのと一緒。鼻だけ撫でたとか。」「全てを網羅する事は難しいので、やはり象の尻尾を捕まえて、今度は鼻を見て、更に足を見ての繰り返し。」と隠喩で表現している。

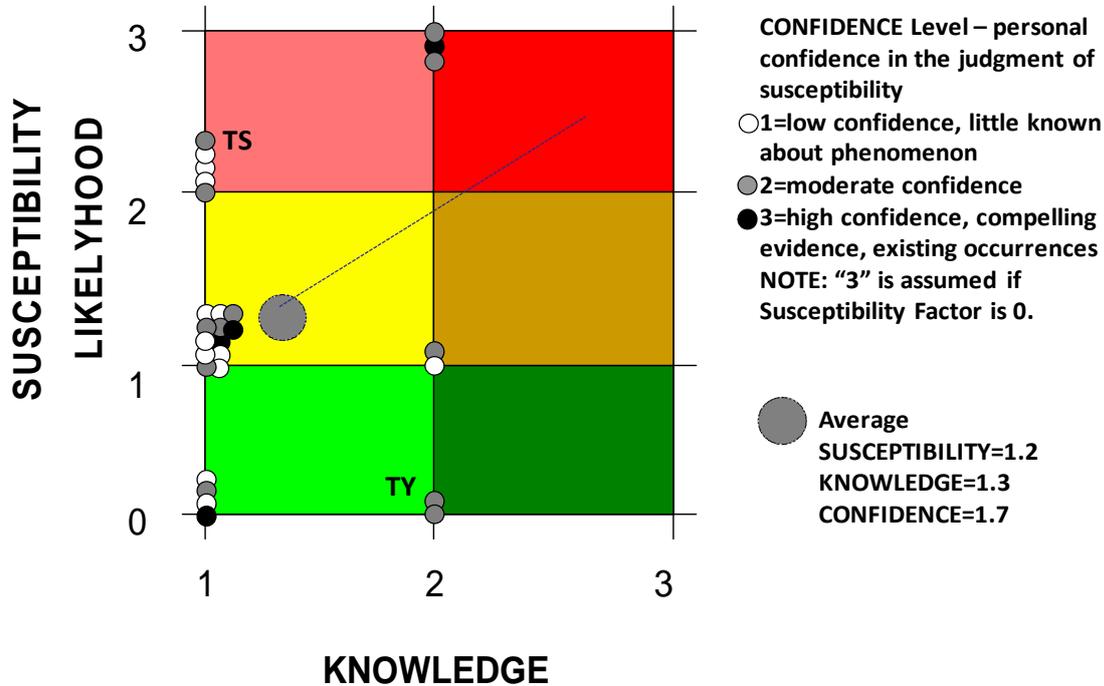
更に、問題を複雑にしているのは、応力腐食割れを行っている研究者はバックグラウンドがそれぞれ皆違うことで、異分野の専門家による討論を行う際に、自らの専門分野に他の分野の知見を取り込む姿勢で臨まないといけないという分野融合時の原則がおざなりにされがちである旨の意見が、研究者 A、B、オブザーバー C 全員からあった。研究者 A の表現では、「それぞれが相手の意見を取り込めば良い。相手の意見に融合させるよりも、議論して相手が話した事を聞く耳を持って自分の中に取り込んで発酵させれば良いのだが、取

り込まない傾向が強い。」との事。「(象の)断片的な情報を総合的に見るために専門家会議が必要。」なのだが、なかなかうまくいっていないとの発言もあった。

SCCの原因についての統一したコンセンサスを難しくしている原因として、「冶金」と「機械」、「電気化学」等々の多くの技術分野にまたがる事象なので、異なる領域の専門家が参加して議論をしている事に起因するとの指摘があった。研究する専門分野の関連性から言えば、冶金と機械はお互いの内容を知らないと材料を作る事が出来ないので関連性は高いが、電気化学は出来た材料を評価する関係なので、冶金・機械との関連性はなくても研究は出来る。その為に時として、電気化学的な作用のみから酸化事象を解釈して対策の提案をする「研究のための研究」に陥る時があり、材料分野の内在的な論理と相反する場合があるとの批判的な指摘もあった。

g. 窒素の核変換による炭素生成による照射誘起鋭敏化現象（平成 24 年度結果）

6.1 窒素の核変換による炭素生成による照射誘起鋭敏化事象



研究者 A:

昨年度に問題提起したが、今年度にかけて計算したら無視できる量のレベルであることが判明した。これはたまたま我々がハルデンという原子炉を使って、316 ステンレス鋼を炉の中で SCC 試験を行って、表面の酸化試験を行った時に、たまたま同じ 316 なのに 2 つの材料の挙動が非常に違う。酸化は酸素を取り込むので、基本的には体重が増えるが、ある材料は酸化しているにもかかわらず、重さが減っていく。色々調べてみたら、酸化によって重さが減る方は窒素が入っている。窒素が悪さをしているのかと考え色々調べたら、窒素が核変換するとカーボンができたり、色々なものができてくる。要するにサーマル・ニュートロンで出てくる核変換による出てくるものを考慮しないと材料の変化、SCC とか腐食などはきちんと把握できないのかと考えた。

一つの例として、窒素を核変換するとカーボンになる。元々カーボンを減らして窒素を入れている筈なのに、実際に照射すると窒素がカーボンに戻っていると同時に水素が発生する。この水素も影響する筈。その意味で核変換により何が出来るか。

(H24 年度ヒアリング後) かなり定量的な議論をして、今の数字の計算から判断すれば出てくるカーボンの量はそれ程多くはないので、直ぐに問題になるレベルではなさそうだ、ということろまではわかった。

研究者 B :

窒素が効いているならばならば、NP 反応の可能性が一番高い。熱中性子による Ni の二段反応。アメリカの材料試験炉 ATR で 1960 年代にかなりのデータを取っている。窒素量が増えてくると水素が増えるというデータが出ている。

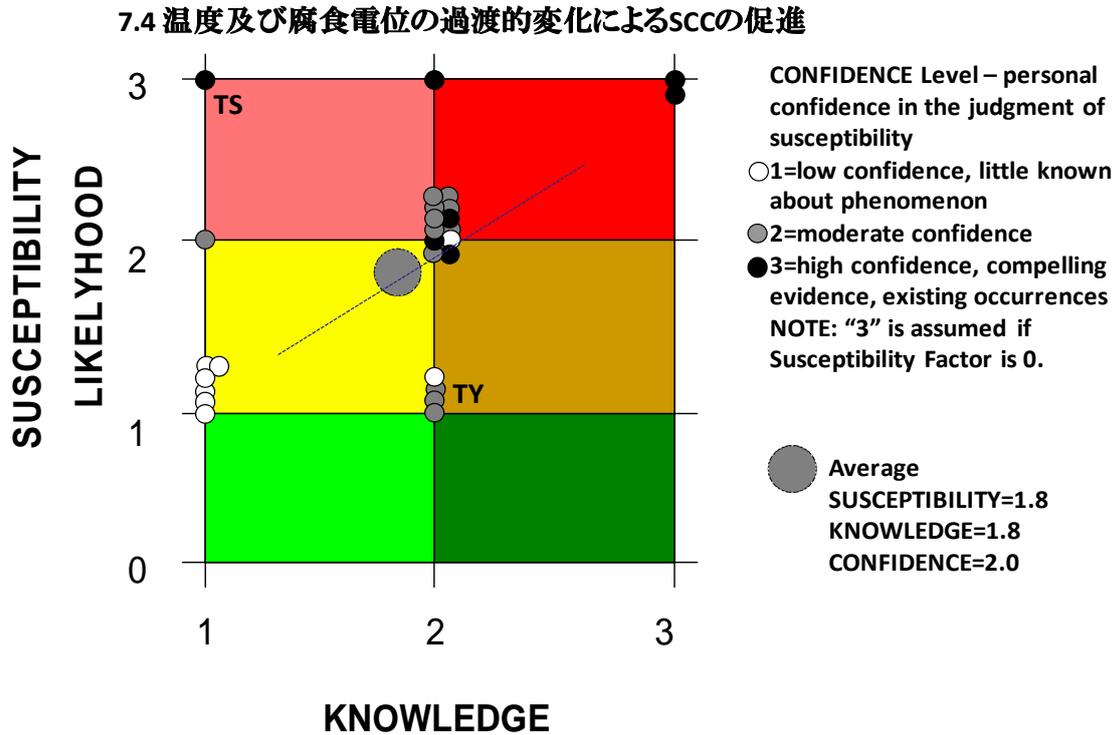
オブザーバー C :

水素生成については、これとは別に H25 年度国内検討会の課題 6.2 として出されていて議論をしている。

(まとめ)

この事象に関しては、炭素生成は気にしなくてよいと判断されたが、水素生成の話は残り、別議題として検討されている。

h. 温度及び腐食電位の過渡的变化による SCC の促進 (平成 24 年度結果)



研究者 A:

PWR は還元性の環境でずっと使っているので試験はその条件で行うが、実際のプラントの運転は (日本でもありそうな話だが)、運転中に給水系から脱気していない水を一次系の中に加える事がある。給水系の酸素が一次系に入っていくので、一時的に溶存酸素が入って電位が上がる。使っていく中でそれが減っていく。要するに PWR といえども一定の電位で使われている訳ではない。電位が上がったりする場合もあるし、同時に温度変異もある。その様なトランジェントな状態があった時に、それが SCC にどう影響するかということが問題。

基本的には表面に出来ている酸化被膜 (SCC は基本的には酸化)、酸化現象に過渡的な事象がどう影響するか。オフ・ノーマル・オペレーションという事で、今海外でその様なプロジェクトが動いているが、そこをもう少しメカニズム的に解明しておく必要がある、と考えている。実際のプラントでそれが起こっている、というか運転がされているので、具体的な影響をきちんと押さえておく必要がある、ということ。

研究者 B:

この問題に関しては、基本的に問題提起は理解できる。今、実際に In-Situ で調べる等も含めて研究している。研究者 A の持論は「実験室の非常に単純化した環境下で試験している事が本当に実機を代表しているか?」。何が違うかという事だが、一つは過渡状態を全く頭に入れていないのではないかと、いう事。確かにその通り。実機の状態がどうなって

いるのかをメーカーや電力会社に聞きまわって、結果を渡した。その辺から研究が始まっているが、結果が出るまで相当時間がかかるだろう。

オブザーバーC：

影響あるかな？とは思うが、今研究中としか言えない。

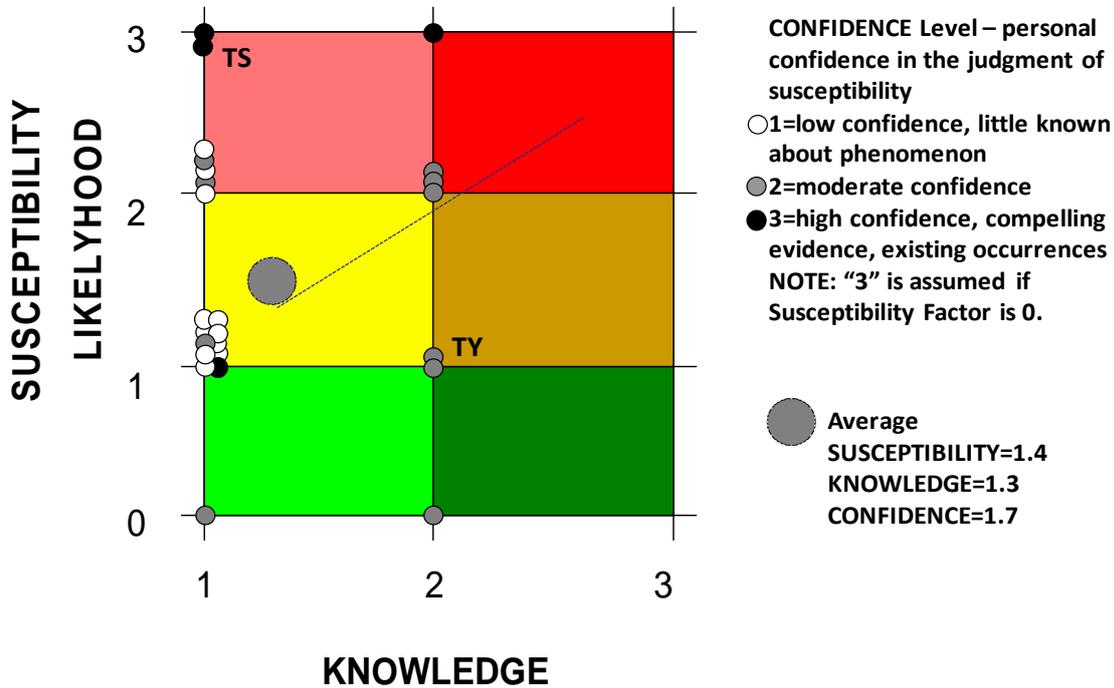
(まとめ)

この件に関しては、研究者Aと研究者Bは連携して研究を行っており、情報の共有度は高いと思われる。最近の研究成果を例にとり研究者Bもこの問題に関してはある程度の可能性を認めているが、最終的な実機における影響という点では、オブザーバーCも含めて「研究中」とのスタンスで結論が出るまで時間がかかると思われる。

この事例は、理論重視の研究者Aが従来の研究者が見落としていた「実機環境での過渡状態を全く頭に入れていない」点を指摘し、現場重視の研究者Bも課題である事を認めたプロアクティブに相応しい課題と考えられる。

i. 水素加速酸化現象に起因する腐食並びに応力腐食割れの加速（平成 24 年度結果）

7.6 水素加速酸化現象に起因する腐食並びに応力腐食割れの加速



研究者 A:

従来、水素はPWRもそうだが環境の中に入っているものは還元性があるので、電位を下げた酸化を抑えるという見方をされてきた。原子レベルの挙動を AB initio プログラム等で計算していくと環境の中にある水素は通説通りだが、一回メタルの中に入ると、むしろ水素は金属から電子を取る。金属は電子を失うので、酸化である。金属は自身の中で部分的に酸化されている。

ある程度酸化された状態で、今度は本格的に酸素と出会うと酸化現象が加速される。我々は原子スケールの計算で調べていくと、非常に明確に示せた。水素により酸化現象が加速するという点をきちんと見て、表面の腐食であるとか、SCC というものを見ていかなければいけないのではないかと。

提案の背景だが、PWR への注入水素を世界中で増やそうとしている動きと関連している。PWR は今 30cc/STPkg・H₂O という水素のオーバー・プレッシャーの状態では運転しているが、世界では増やそうとしている。50cc/STPkg・H₂O とかアメリカは 100cc/STPkg・H₂O にしようとしている。今度 3 月にフランスでこの件に関する DH の会議がある。日本は逆に減らそうとしているが、もしも圧力を上げた環境の中で使えば、材料の中に水素が入っていくので、材料中の水素がどのような挙動をするか、という事については非常に重要なことである。我々はその点は材料表面の酸化を加速させるので、むしろネガティブな効果があり得る、と指摘したい。

一方で、圧力を上げれば、表面の水素は還元性なので表面の酸化を抑制する事に繋がり、

良いという人もいる。

研究者 B:

PWR への注入水素量を増やす理由について。管理基準は 15-50cc/STPkg・H₂O の間なので真ん中の 30cc/STPkg・H₂O で行っている。何の為に水素を入れているかという目的だが、放射線による水の分解を抑えるため。放射線によって水から過酸化水素とか発生してしまう。これを抑制するため。アメリカで PWR を開発する前に、1950 年代に物凄く沢山データを取っている。その時の数値は 3-4cc/STPkg・H₂O あれば良いというものなので 5cc/STPkg・H₂O あれば十分というもの。但し、この話は未定因子が多いので実際は安全係数をかけて 15-50cc/kg・STPH₂O で対応している。

30cc/STPkg・H₂O の何が問題かということ、水素濃度によって亀裂進展速度は温度によって違うが、320°C だとき裂進展速度が一番大きいのは 20-30cc/STPkg・H₂O のあたり。それが問題というので、水素圧を 20cc/STPkg・H₂O 以下か 30cc/STPkg・H₂O 以上にしようとしている。どちらが良いかは難しい。温度が下がってくるとき裂進展速度のピークは低下してくる。290°C 位だと 15cc/STPkg・H₂O がピークなのでこれも問題。温度が下がればき裂進展速度全体が落ちてくる。

(まとめ)

この件に関しては、前項と同様に、理論畑の研究者 A が「実機環境での過渡状態を全く頭に入れていない」という観点から、「PWR への水素注入圧力の変更という運転条件」をプロアクティブな主張したものと捉えることができる。

ただ、研究者 A は「皆さん最初はだれも信じていない。」「既成概念に囚われている人には理解できないかも知れない(笑)」と楽観的だが、プロアクティブ会議全員に「重要な問題」と認識してもらうには至っていないという印象である。「狼少年」になるかも知れない事を前提の上で取り組む覚悟が必要であり、それを承知で問題提起していると理解できる。

○平成25年度インタビュー結果のまとめ

インタビューの結果として明らかになってきた点を以下にまとめる。

それぞれの課題に関する知識レベルに関しては、互いに情報交換を行っており、大きな違いはないことを確認できた。それにもかかわらず、知識レベルと実現可能性評価が殆ど乖離した原因としては、発想の前提条件が異なるためであると考えられる。昨年度の報告の「特徴的な二人の研究者の認識の違いを分析することで、同じ現象に対しても全く異なる解釈ができる」とまとめた内容を「両者の発想の前提条件」という角度から分析した。

尚、項番1～4は今回ヒアリング結果から明らかになった専門家A、Bの発想の前提条件の整理だが、項番5は専門家A、B及びオブザーバーCが学会等で感じていた「専門家間の意見の相違」に関するまとめである。項番5はプロアクティブ専門家会議での感想ではないので注意。

1. 考察対象範囲

	PWR	BWR
国内原発	研究者 A、研究者 B	研究者 A
海外原発	研究者 A	研究者 A

研究者 A は、PWR だけでなく BWR も含め、日本の原発だけでなく海外の事例も含めて考察し、国内外問わず発生しうる問題提起を行っている。また、東日本大震災での原発事故後の原子力研究者としての意識として『想定外事象』という逃げ口上は使いたくない」と明言しており、「狼少年になるのを覚悟の上で」過去の事象の延長線上の発想にない離散的に突き抜けた発想を検討するのがプロアクティブ会議の目的とし、幅広い対象範囲から問題点を抽出しようとしている。

これに対して研究者 B は自らが手がけた範囲、及び容易に情報収集が出来る国内の PWR についての知識を元に考察しているという点が特徴的である。自らの原点を「私の物の考え方は経験主義・実験主義なので想定で話をしない」「一番大切なのは実環境での経験」「この評価は日本だけで視野が狭すぎると言われるかも知れない」と表現している。また、日本の材料への思い入れは強い。尚、日本の材料の優位性については研究者 A、オブザーバー C も認めており、海外の材料への懸念を口にしていた。

2. TT690 合金の日本／外国の違い

特許の関連で海外の TT690 合金は、国内での組成を微妙に変化させた材料を用いていることや、特殊な熱処理・化学成分が必要なことから日本製材料の品質に到達しているか疑問な事から、研究者 A 及び B は同じ TT690 合金でも仕様が異なっている事を認めている。TT690 合金という言葉でひとくくりにはしているが、本当は国内／海外で製造した TT690 合

金かで分けて考えなければならない。

	690 (国内)	690 (海外)
研究者 A	考察対象	考察対象
研究者 B	考察対象	考察対象外

3. PWR、BWR の部品交換の考え方及び材料の高経年化の考え方

研究者 B は平成 24 年度のインタビューで、PWR は設計当初から何かあった時の為に極力交換可能な設計にしていた事を強調している。今年度のインタビューの中でも「PWR の場合は取り替えられるのでリニューアルはかなり可能。リニューアルするので材料についてプラント寿命の 60 年を必ずしも考える必要はないと思う。」「材料の寿命は 60 年。でなければ 40 年で交換する。TT690 合金を開発した時に、あなたはそういうけれどももう一度壊れたらどうするか、と質問された。私は、20 年は持つと思うので 20 年で壊れたら同じものをまた使って下さい、と答えた。」と同じ趣旨の事を述べている。圧力容器ですら、ロシアでの事例を元に熱処理による緩和を検討してはどうか旨の発言をしている。

そのため、一般に PWR と BWR を部品交換という観点から見れば以下のように考えていることになり、これに伴い材料の高経年化に対する考え方も変わってくると考えられる。

PWR	BWR
殆どの部品交換可能 (20 年～40 年で交換)	部品交換は部分的

	PWR	BWR
研究者 A	80 年 (但し、部品交換は認めている)	80 年
研究者 B	60 年 (部品交換により無理な高経年化対策は不要)	(知識はあるが PWR より 経験不足でコメントせ ず?)

尚、研究者 A によればアメリカでは原発を 80 年稼働させる方向で議論が行われているとの事だが、具体的な方策は討論されていない。研究者 B によれば、部品を点検で交換もしくは予防保守で交換すればシステムとしての原発は可能かも知れない旨の発言をしている。

4. テスト環境と実機環境の考え方

研究者 A は、PWR や BWR を意識したテスト環境で見付けた問題点を指摘し実機環境で起きる可能性を問題視した。それに対し、研究者 B は経験上実機では起こらないという評価を行っていた。今年度はもう少し違った見方をしてみる。

研究者 B は、テスト環境と実機環境の違いを強調している。テスト環境は劣化を加速させるために 400℃で試験をしているが、PWR の実機環境は 320℃である。「実環境の 320℃に考え直すと、40℃で 1 桁の違いなので、400℃は 2 桁変わることになるので 100 倍位の加速になる。」という事から、例えば「1.1 実機運転温度における長時間時効脆化」では、400℃で 1 万時間行った分析結果から、実機環境では 100 年以上かかって起きないと指摘している。

尚、研究者 A は、大気中のテスト環境と、水素が充満している実機環境の劣化速度は、研究者 B の主張する 100 年より短くなるかも知れないと主張している。但し、項番 3 で考察した研究者 B の前提「PWR は殆どの部品交換可能で 20 年～40 年で交換する」に従えば、40 年で交換するならば実機環境で発生する可能性は一層低くなる。尚、研究者 B は「BWR で起きる事は遅れて PWR でも起こる」旨を昨年度のインタビューで述べており、決して PWR だけの視野狭窄に陥っている訳ではない。BWR テスト環境下で発生する事象についても、PWR 実機環境での発生までには対策を打つ、もしくは深刻化する前に予防保守などを行う前提で PWR 実機では発生しないと発言していると考えられる。

5. 異なる専門分野の参入数及び意思疎通の欠如

研究者 A 及び B は、お互いに専門が異なる事を認めながらも日頃から情報交換を行いながら研究を進めているので、プロアクティブ会議での専門家間の意見の相違とは違う意味で「専門家間での意見の相違」がある事を主張していた。これはオブザーバー C も認めていて一緒に事例を挙げていた。

具体的には、「7.8 表面酸化過程と SCC 発生の促進」に関して、元々は冶金の専門家と機械の専門家に分析を専門とする電気化学の専門家が参加してきた事に起因する。研究する専門分野の関連性から言えば、冶金と機械はお互いの内容を知らないと材料を作る事が出来ないので関連性は高いが、電気化学は出来た材料を評価する関係なので、冶金・機械との関連性はなくても研究は出来る。その為に時として、電気化学的な作用のみから酸化事象を解釈して対策の提案をする「研究のための研究」に陥る時があり、材料分野の内在的な論理と相反する様な発表がある。

異分野の専門家による討論を行う際に、自らの専門分野に他の分野の知見を取り込む姿勢で臨まないといけないという分野融合時の原則がおざなりにされている事例として紹介されていた。プロアクティブな議論を行う際には今後とも留意すべき点である。

以上から次年度以降の専門会議における知識の集約を行う際に留意すべき点をまとめる。

- (1) 新たなメンバーを追加する。 専門家としての意見は違っても、日頃から密接な情報交換を行っているグループの中から選ぶ。平成26年度にはBWR 専門家も参加して貰い、同一の論点について改めて検討を行うと PWR、BWR の個々の問題点をより明確化できる事に繋がると考えられる。また、国内/海外の材料品質の違いについて理解した上で、プロアクティブの論点として議論すべき点も多いと思われるので、討論の際には PWR・BWR、国内・海外という点を明確にして議論を進める。今回のC氏にはオブザーバーとして参加いただいたので、積極的に発言を依頼する事はしなかった。来年度以降の開催時には運用を検討したい。
- (2) 参加者には個別のヒアリングを行い、事前に各設問に関する意見の概要版を作成する。
- (3) 討議メンバーには今年度と同様にオブザーバーの参加が望ましい。 討論のポイント整理や、他の見方からの情報などにより議論の発散を防ぐには大変役立った。

○プロアクティブ潜在事象の抽出に向けて

本年度は、H24 年度の結果を受けて、専門家間の考え方の違いに着目した更に詳細な分析を行った。専門家同士の対話に着目し、更に別の視点の導入という意味でオブザーバーにも参加してもらい、特定のトピックに関しての対話的なインタビューを実施した。結果として、個別のインタビューだけでは明らかにすることが困難であった、意見の相違の本質に一部を明らかにすることができた。

全ての専門家が同じ意見である必要は無く、それは望ましいことではない。異なる意見の中から新しい発見のシーズが生まれることも珍しいことではない。ただし、そのためにはお互いの専門性に対する信頼と尊敬が基盤となる。今回のインタビューで明らかになった、この高経年化の材料分野における別領域の専門性に対する疑念と不信は、十分な議論に基づいて解消する必要があると考える。科学的な問題の全てに関して定量的に決着を付けることは困難であることは認めなくてはならず、そこには常に解釈や価値判断の問題が残る。しかしながらそこに至るためには科学者間の公正な情報交換と信頼関係の構築が不可欠であろう。そのためにはプロアクティブ専門家会議は極めて重要な意味を持つ。

2) 抽出されたプロアクティブ潜在事象の評価と情報の共有化

(a) 抽出されたプロアクティブ潜在事象の評価

a) 国内検討会

専門家会議において抽出されたプロアクティブ潜在事象の潜在性評価、規制・基準への反映（日本原子力学会 PLM 標準及び機器との関連付け、高経年化対応技術戦略マップへの対応等）を検討することを目的として国内検討会を設置した。平成 25 年度は 5 回の国内検討会を開催した。

- ・第 1 回国内検討会：平成 25 年 7 月 31 日（水）13:30～17:00 at 三菱総研
- ・第 2 回国内検討会：平成 25 年 10 月 1 日（金）10:00～17:00 at 東北大学東京分室
- ・第 3 回国内検討会：平成 25 年 11 月 26 日（火）13:30～17:00 at 電中研本部
- ・第 4 回国内検討会：平成 25 年 12 月 19 日（木）13:30～17:00 at 三菱総研
- ・第 5 回国内検討会：平成 26 年 2 月 6 日（木）13:30～17:00 at 東北大学東京分室

b) 潜在劣化事象の発現可能性評価

平成 25 年度プロアクティブ専門家会議において PIRT による再スコア付けされた 32 の潜在劣化事象の発現可能性について検討した。ここでは 1 つの考え方として感受性レベルが高く(3 に近づく)かつ管理レベルが低い(0 に近づく)領域にプロットされた劣化事象が発現可能性の相対的に高い潜在事象となるのではないかと評価した。この考え方に基づくと図 2.3.2-11 に示されるように以下の 5 つの劣化事象が発現可能性の相対的に高い潜在劣化事象として抽出された。

- ・ 1.4 照射劣化の重畳による時効脆化の促進
- ・ 3.1(2) 破壊靱性の低下ーオーステナイト系 SS
- ・ 7.2(2) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-BWR-
- ・ .9 リップルストレスによる応力腐食割れの促進
- ・ 7.10 照射、表面研削及び表面残留応力による応力腐食割れ発生の促進

以上 5 つの潜在劣化事象を抽出したが、次のステップとしてこれらの潜在劣化事象が本当に将来起き得る潜在劣化事象であるかを判断することが重要である。このことが最も難しい問題と思われる。図 2.3.2-12 は、プロアクティブ潜在事象の抽出に対する過去事例からの教訓を示す。BWR 再循環系配管における 304 鋼溶接継手部の IGSCC は初期の段階においてプロアクティブ潜在事象とは見なされなかった。すなわち、溶接熱影響による鋭敏化は知られていたが環境が高温純水であることから IGSCC は問題とならないとの先入観があり、PIRT 手法によるスコア付けが当時行われたとするとその感受性は低く、かつ知識レベルも研究が行われなかったことから低い領域にプロットされたはずである。しかし、実機において事象が多発した。すなわち、感受性レベル/知識レベルが低い領域にあったはずの鋭敏化 304 鋼の IGSCC はプロアクティブ潜在事象であったことになる。実機における事例が多発したことから膨大な研究が行われ、その結果感受性レベルは高く、知識レベルも高

くなり、その結果管理手法としてこの場合は原子力用 316 鋼が開発されて感受性レベルは 0 となった。

原子力用 316 鋼の開発によって感受性レベルは 0 となったと考えられたので原子力用 316 鋼の IGSCC も初期の段階においてプロアクティブ潜在事象とは見なされなかった。しかしながら、原子力用 316 鋼や低炭素 316 鋼を使用した炉心シュラウドや再循環系配管溶接部において IGSCC 事象が発生した。すなわち、感受性レベル/知識レベルが低い領域にあったはずの原子力用 316 鋼の IGSCC はプロアクティブ潜在事象であったことになる。

以上、過去事例からの教訓は、体系的 elicitation による手法により抽出された経年劣化事象の中で PIRT 手法評価で感受性レベル/知識レベル/管理レベルが低い領域にプロットされた経年劣化事象がプロアクティブ潜在事象の可能性があると、そしてそのこと確認するためのその現象の深掘り研究、根源メカニズム研究が必要であるということと考えられる。

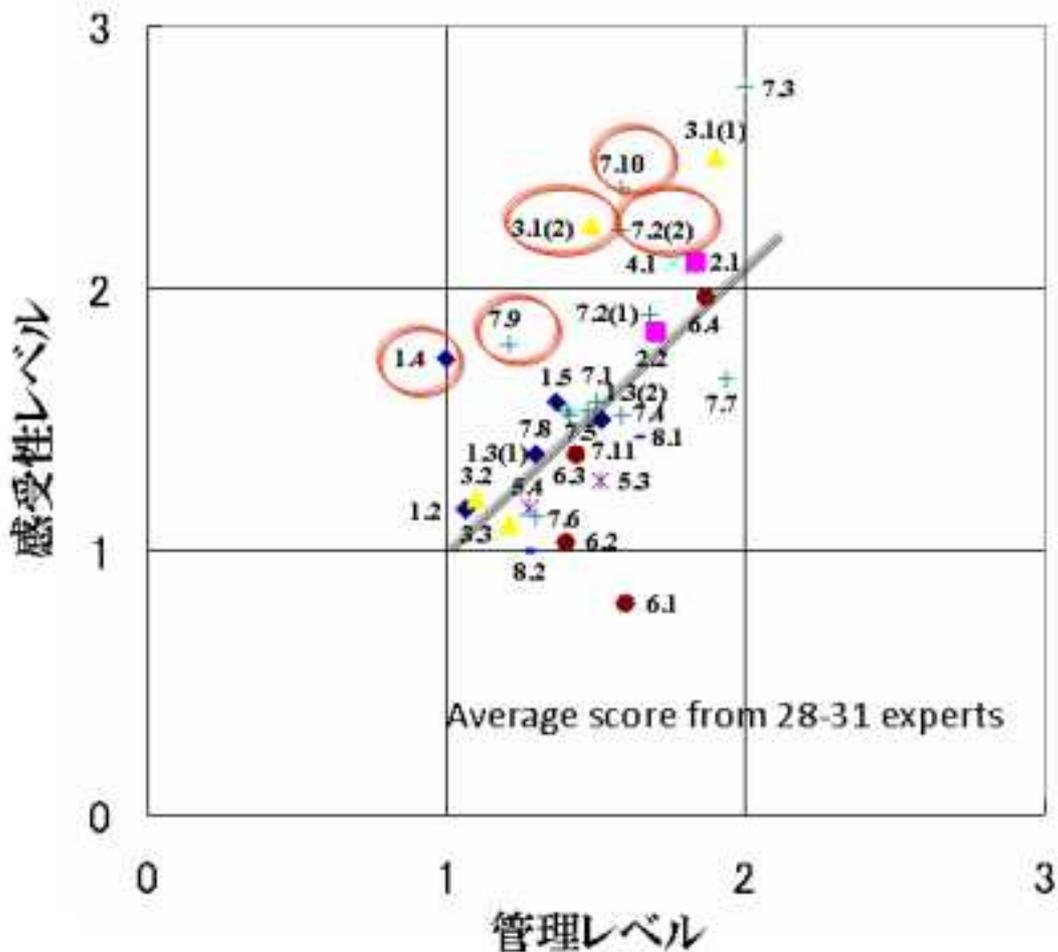


図 2.3.2-11 発現可能性が相対的に高い事象として抽出された 5 つの潜在劣化事象

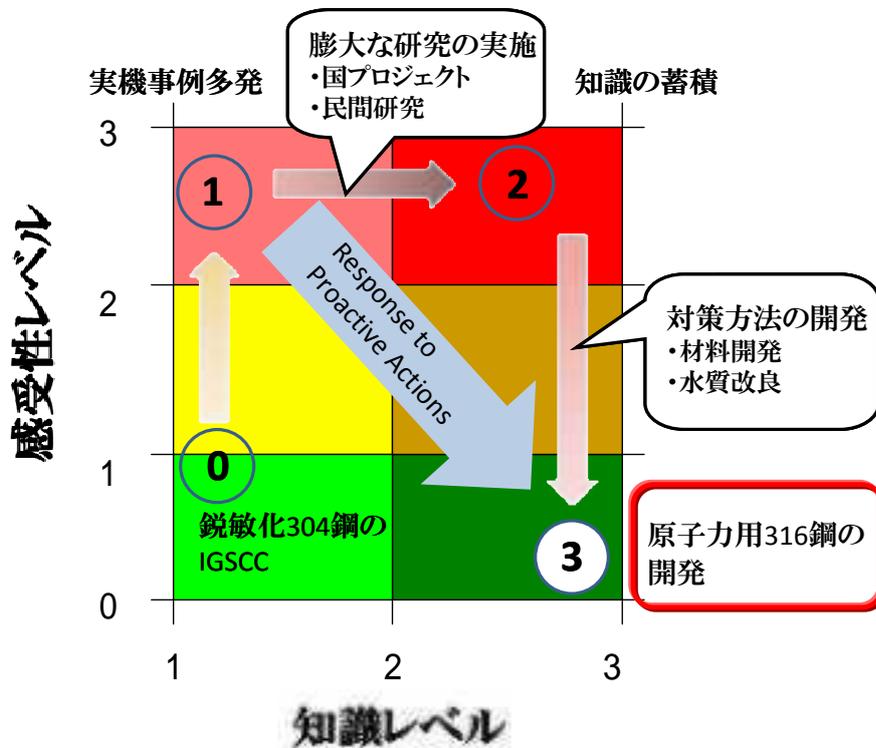
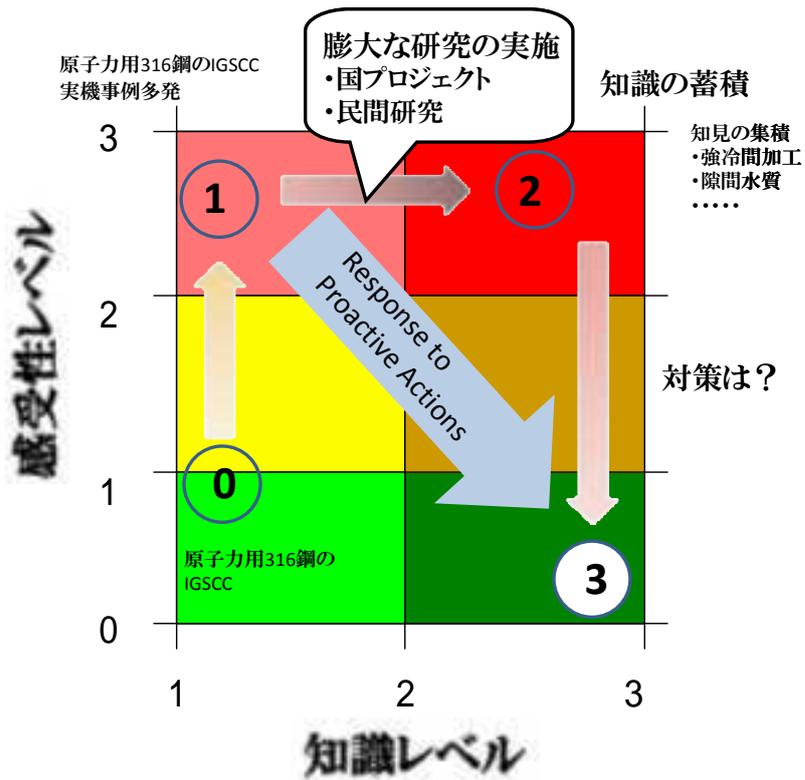


図 2.3.2-12 プロアクティブ潜在事象の抽出に対する過去事例からの教訓

c) 抽出された潜在劣化事象の規制・基準への反映の検討

国内検討会において、表 2.3.2-2 に示した今までプロアクティブ専門家会議で提起されてきた潜在事象となり得ると考えられる経年劣化事象について分類付けして日本原子力学会 PLM 標準及び機器との関連付けを検討した。

表 2.3.2-4 は、プロアクティブ専門家会議(2007-2014)で提起されてきた材料劣化事象を主として日本原子力学会 PLM 標準を軸に分類した結果を示す。分類については国内検討会において議論された結果、最終的に以下とした。

- (a) 日本原子力学会 PLM 標準で評価が要求されていない劣化事象
- (b) 日本原子力学会 PLM 標準に考慮されている劣化事象が複合的に重畳した場合の劣化加速の可能性
- (c)-1 日本原子力学会 PLM 標準に考慮されているが予測精度上の課題のある劣化事象
- (c)-2 劣化事象自体は日本原子力学会 PLM 標準に考慮されているが、劣化事象の評価の中で考慮されていない影響因子
- (d) 劣化を加速する可能性のある機構論等の研究開発課題
- (e) 日本原子力学会 PLM 標準に考慮されておりプロアクティブ材料劣化評価の対象外と考えられる劣化事象

表 2.3.2-5(1)-(31)は各潜在劣化事象について特徴と分類別した理由を記した 1 件 1 葉を示す。1 件 1 葉は国内検討会委員が分担して作成したもので、各潜在劣化事象の PIRT 再スコアリングにおける感受性レベル、知識レベル及び管理レベルの判断基準となるものである。

平成 25 年度は国内検討会において 1 件 1 葉を基に 32 件の潜在劣化事象について議論を重ね精査した結果、日本原子力学会 PLM 標準にすぐに考慮しなければならない潜在劣化事象はないと結論された。

表 2.3.2-6(1)、(2)は、経年劣化事象を分類別にしてまとめ直したものである。それぞれの経年劣化事象が想定される代表的機器を BWR 及び PWR に分けて示した。また、将来的な規制・基準への反映のための高経年化技術戦略マップへの反映を検討した。(IAEA 国際共同研究等への提案) その結果、表中で色付けされた潜在劣化事象は実機材(廃炉材)を用いた検証、研究によりその潜在劣化事象の発現可能性などが明確に出来ることが期待される潜在劣化事象であると評価された。今後引き続き抽出されたプロアクティブ潜在事象(未知事象)の将来的な規制・基準への反映のための高経年化技術戦略マップへの反映を検討していくことが肝要であると考えられる。

表 2.3.2-4(1) プロアクティブ専門家会議(2007-2013)で提起された
潜在劣化事象の分類結果

基本劣化 メカニズム	経年劣化事象	材料	分類
1.熱時効脆化	1.1 δフェライト分解による時効脆化	オーステナイト系ステンレス鋼、 オーステナイト系溶接金属	(e)
	1.2 長周期オーダリングによる時効脆化	~30%を含有するニッケル基合金 (Alloy 690及び溶接金属)	(a)
	1.3(1) 運転温度下における長時間時効脆化	マルテンサイト系ステンレス鋼(Type403,410)	(d)
	1.3(2) 運転温度下における長時間時効脆化	析出強化型マルテンサイト系ステンレス鋼 (Type 17-4, 13-5PH)	(d)
	1.4 照射劣化の重畳による時効脆化の促進	オーステナイト系ステンレス鋼、 オーステナイト系溶接金属	(b)
	1.5 低合金鋼の低き戻し脆性	低合金鋼	(b)
2.疲労	2.1 溶存酸素下における疲労強度の低下	炭素鋼	(c)-1
	2.2 溶存水素下における疲労強度の低下	オーステナイト系ステンレス鋼	(c)-1
3.照射劣化	3.1(1) 脆増靱性の低下	低合金鋼、	(c)-1
	3.1(2) 脆増靱性の低下	オーステナイト系ステンレス鋼	(c)-1
	3.2 水素による照射脆化の促進	低合金鋼、オーステナイト系ステンレス鋼、 マルテンサイト系ステンレス鋼、 ニッケル基合金	(d)
	3.3 中性子照射後の α/β 相変態による脆化	オーステナイト系ステンレス鋼	(d)
4.クリープ	4.1 照射クリープ応力緩和	オーステナイト系ステンレス鋼、 ニッケル基合金	(c)-1 /(c)-2
5.腐食及び 水素損傷	5.1 全面腐食	炭素鋼、低合金鋼、オーステナイト系 ステンレス鋼、マルテンサイト系ステンレス鋼、 ニッケル基合金	(e)
	5.2 水素脆化	高張力鋼	(e)
	5.3 照射による水素脆化の促進	低合金鋼	(d)
	5.4 超多量(スーパーアバンドント)空孔と水素 の作用による物質拡散加速と組織変化の促進 による酸化の促進	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基合金	(d)

表 2.3.2-4(2) プロアクティブ専門家会議(2007-2013)で提起された
潜在劣化事象の分類結果

基本劣化メカニズム	経年劣化事象	材料	分類	
6 照射誘起 応力腐食割れ	6.1 窒素の核変換による生成炭素による照射誘起 酸蝕化	オーステナイト系ステンレス鋼	(d)	
	6.2 窒素の核変換による生成水素による高食塩びに 応力腐食割れの加速		(d)	
	6.3 核変換ヘリウムによる応力腐食割れの加速		(d)	
7 応力腐食割れ	7.1 動的ひずみ時効による応力腐食割れの促進	鉄合金鋼, 炭素鋼	(c)-2	
(5) 照射誘起応力腐食 割れ以外)	7.2(1) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-PWR-	オーステナイト系ステンレス鋼, ニッケル基 合金と鉄合金鋼継ぎ手部	(c)-1	
	7.2(2) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ-BWR		(c)-1	
	7.3 冷間加工(機械加工含む)による応力腐食割れ の促進	オーステナイト系ステンレス鋼, ニッケル基 合金とそれらの溶接金属	(c)-1	
	7.4 温度及び腐食電位の過渡的变化による応力 腐食割れの促進		(d)	
	7.5 ひずみ履歴による応力腐食割れの促進		(c)-2	
	7.6 水素加速酸化現象に起因する腐食並びに応力 腐食割れの加速		(d)	
	7.7 ヒーニングによる残留応力の長期信頼性		(c)-1	
	7.8 応力腐食割れ発生における酸化局在劣化 事象		(c)-2	
	7.9 高応力比の繰り返し負荷におけるき裂進展速度 変化		(d)	
	7.10 照射, 表面研削及び表面残留応力による応力腐 食割れ発生 の促進		(b)	
	7.11 熱時効による応力腐食割れ進展の促進		オーステナイト系ステンレス鋼と その溶接金属	(b)
			ニッケル基合金	(d)
		炭素鋼	(d)	
	7.12 PWR SGにおける鉛応力腐食割れ	ニッケル基合金	(e)	
8 破壊	8.1 低温き裂進展	ニッケル基合金と溶接金属	(a)	
	8.2 環境中急速破壊	鉄合金鋼, オーステナイト系ステンレス鋼, ニッケル基合金と溶接金属	(d)	

表 2.3.2-5(1) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

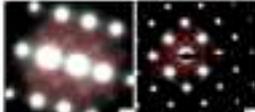
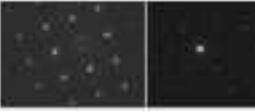
劣化事象	1.2 長期間オーダリングによる熱効酸化
基本劣化メカニズム	熱効効
対象となる材料	～30%Feを含むニッケル基合金(Aloy690及び溶接金属)
劣化事象の説明	一般的に冷間加工などを経た高Fe基合金は、280～350℃で長時間熱効を要すると規則化と呼ばれるNi ₃ O ₂ 型規則化への変態が起こり、経年劣化に伴う水素脆化が助長されることが知られている。
現状の知見	<p>冷間加工を経たAloy690with 7.2%Feは420℃において60,000hr以上の等温熱効を経た材料の一部からNi₃O₂の長範囲規則化(LRO: Long Range Ordering)を確認し、LROに伴って硬さが上昇すること及びLROの計算により1%以上のFeを含む場合にはLROは生じないことが報告されている¹⁾。7.2%FeのAloy690D300/90,000hrではLROは観察されない。なお、10.4%FeのAloy690の試験も実施しているが、LROは観察されていない。文献²⁾におけるLROの活性化エネルギーは78.5kJ/molと24kJ/molの2種類で算出しており、活性化エネルギーをより正確に把握する必要がある。</p> <p>以下の式で420℃/60,000hrを225℃の時間に換算すると、78.5kJ/molでは約90年、24kJ/molでは約208年と算出され、活性化エネルギーの違いが評価に大きな影響を与えることがわかる。</p> $t_2 = t_1 \times \exp\left(\frac{E_a}{R} \left(\frac{1}{T_2} - \frac{1}{T_1}\right)\right)$ <p> t_1: 温度T_1(°C)における時間 t_2: 温度T_2(°C)における時間 E_a: 活性化エネルギー(L/mol), R: 気体定数 (8.3144 J/mol・K) 上記から、Feが7%程度と低いAloy690及びその溶接金属は、PWR運転温度で長時間熱効されると酸化を生じる可能性が考えられる。</p> <p>実際には、Aloy690の購入仕様書において、LROを考慮し、Feの最大値が0.5%としている場合が多い³⁾。よって、実際には本劣化事象は問題となる可能性は低いと考えられるが定検部等でFeが1%未満となっている可能性も考えられることから、本事象の評価のために活性化エネルギーの算出精度を高めることは今後の検討課題と考えられる。また、LROが生じた場合に、破壊靱性の低下は著しくなくても、SCCや疲労を加速する可能性が考えられるため、本劣化事象による他事象への影響については今後の検討課題と考えられる。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>Fig. 11. HRTEM image of Fe-7.2% alloy (90000 hr, 420°C) showing LRO in the central area (111) and (211) planes.</p> <p>Feが7.2%の場合、420℃/60,000hrでLROが観察された¹⁾。</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>Fig. 12. HRTEM image of Fe-2% alloy (90000 hr, 420°C) showing no LRO in the central area (111) and (211) planes.</p> <p>Feが2%の場合でも、420℃/60,000hrでLROは観察されない¹⁾。</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 10px;">  <p>Fig. 13. HRTEM image of Fe-10.4% alloy (90000 hr, 420°C) showing no LRO in the central area (111) and (211) planes.</p> <p>Feが10.4%の場合、420℃/60,000hrでLROは観察されない¹⁾。</p> </div>
参考文献	<p>1) F. Delabroulle, D. Renaud, F. Villant and J. Massoulet Proc. 14th Int. Conf. On Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems (2005)</p> <p>2) EPRI Technical Report "Guidelines for PWR Steam Generator Tubing Specifications and Repair Volume 2, Revision 1: Guidelines for Procurement of Alloy 690 Steam Generator Tubing, TR-01 6743-V2R1, Final Report, April 1999</p> <p>3) EPRI Materials Reliability Program Guidelines for Thermally Treated Alloy 690 Pressure Vessel Nozzles (MRP-241), 1045007, Final Report, July 2008</p>
分類枠と種別	<p>(a) 原子力プラントで発生が想定されていないため日本原子力学会PLM標準に考慮されていない劣化事象 (b) ステンレス鋼の熱効酸化については日本原子力学会PLM標準において高経年化対策検討として評価対象となっているが、ここで提起された～30%Feを含むニッケル基合金(Aloy690及び溶接金属)の熱効酸化についてはその酸化メカニズムが異なるプロアクティブ劣化事象と考えられ、今まで原子力プラントで発生が想定されていないため日本原子力学会PLM標準に考慮されていない劣化事象に分類した。</p>
コメント	<p>本劣化事象の対象箇所はRV上蓋貫通部、一次冷却材管台溶接部(SCC取替済のプラント及び最新プラント)が考えられる。RV上蓋貫通部は、比較的積層が薄いことから、LROによる破壊靱性の低下で破壊が生じることは考えにくい。一次冷却材管台溶接部では配管材のステンレス鋼の熱効効の方が早期に顕在化する劣化事象であり、本劣化事象が問題になることは考えにくい。</p> <p>近年、スペシャルメタル社が開発したS2MSS(ERNiCrFe-13)は、Feの成分規制値が低い(Fe_{max}となっている)ことから、Feが2～3%となる可能性もあることから、S2MSSを用いる場合にはLROについて十分に検討する必要がある。</p> <p>Feが9%以上であればLROは生じないこと及び評価のための活性化エネルギーの高精度化が必要であることから、現時点で日本原子力学会PLM標準への取り込みの必要はないと評価される。今後、Aloy690及び溶接金属のLRO評価のための活性化エネルギーの高精度化やLROが与える他事象への影響(SCC, 疲労)について、研究を推進する必要がある。</p>

表 2.3.2-5(2) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

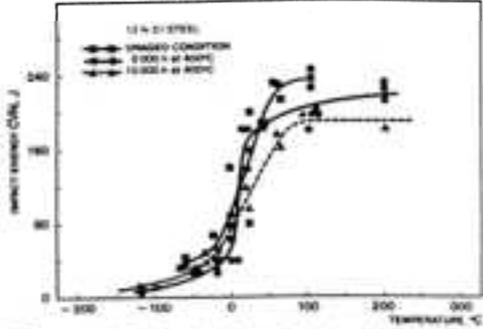
劣化事象	1.3(1) 熱時効脆化
基本劣化メカニズム	1. 熱時効脆化
対象となる材料	マルテンサイト系ステンレス鋼(Type403, 410)
劣化事象の説明	<p>PWRの炉内構造物、制御棒駆動機構、ポンプ軸、弁などに使用されているマルテンサイト系ステンレス鋼 (Type403, 410)が、炉水温度での長時間時効により脆化(延性-脆性遷移温度の上昇)する現象。時効に伴う硬度変化はない。410鋼(13%Cr)でも生じるが、13%Cr-1%Ni鋼はより感受性が高く、400°C/10,000hの時効により遷移温度が75°C上昇した。410鋼、403鋼は未時効状態での遷移温度が室温に近いので、脆化に伴って室温近傍での破壊靭性が大きく変化し得る。</p> <p>旧オーステナイト粒界への不純物(Sn, Sb, P, As)の平衡偏析が原因と考えられているが、結論づけることのできる証左は得られていない。焼き入れ後の焼戻し過程ならびに炉水温度での長時間使用中に粒界偏析が進行するものと考えられる。</p>
現状の知見	 <p>図 410鋼のシャルピー吸収エネルギーに及ぼす400°C時効の影響[1]</p>
参考文献	[1] Wagner, D., Chevillard, J-P., Meyzaud, Y. et al., "Toughness and Fatigue Properties of Martensitic Stainless Steels for Nuclear Applications," 1984 ASM International Conference on New Developments in Stainless Steel Technology, Detroit, Michigan, September, 1984.
分類付けと根拠	<p>(1) 劣化を加速する可能性のある機構等の研究開発課題</p> <p>LWR運転温度域での熱時効を避けることによるマルテンサイト系ステンレス鋼の時効脆化の可能性については、これまでのところ充分考慮されてきていない。</p>
コメント	<p>炉水温度域での長時間時効により旧オーステナイト粒界への不純物偏析があるレベルで起き得るとすれば、炉水と接する部位においては、粒界不純物偏析に伴う応力集中割れ感受性の変化を検討しておくことは意味がある。応力集中割れ感受性への粒界偏析の影響については、知見が不足している。</p>

表 2.3.2-5(3) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

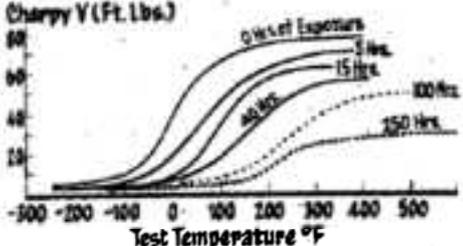
劣化事象	t.3(2) 熟時効脆化
基本劣化メカニズム	t. 熟時効脆化
対象となる材料	析出硬化型マルテンサイト系ステンレス鋼(Type17-4PH, 15-5PH)
劣化事象の説明	<p>析出硬化型マルテンサイト系ステンレス鋼(Type17-4PH, 15-5PH)の熟時効脆化は、600F(427°C)近傍の温度域で最速[1]。 ・ 遷移温度の上昇と上部帯エネルギーの低下の両方に現れる[2]。 ・ 硬度上昇を伴う(シャルピー吸収エネルギーと硬度変化には線形の対応関係がある)[3,4]といった特徴を有する。 主因は、2相ステンレス鋼の475°C脆性と同様に、α'相の析出と考えられている[5]。600F(316°C)での60年時効により、著しい硬化ならびに脆化が生じる可能性がある。</p>
現状の知見	 <p>図1 17-4PH鋼のシャルピー吸収エネルギーに及ぼす427°C時効の影響[2]</p>
参考文献	<p>[1] "Armco 17-4 PH Stainless Steel Bar and Wire," 1969, Armco Product Literature, Armco Steel Corporation, Middletown, OH. [2] W. C. Clarke, Jr. "A Study of Embrittlement of a Precipitation Hardening Stainless Steel and Some Related Materials," Transactions of the Metallurgical Society of AIME, Vol.245, October 1969, pp. 2135-2140. [3] B. Yrieix and M. Guttman, "Aging Between 300 and 450°C of Wrought Martensitic 13-17 wt-% Cr Stainless Steels," Materials Science and Technology, Vol. 9, pp. 125-134, Feb. 1993. [4] C. E. Jaske and V. N. Shah, "Life Assessment Procedure for LWR Cast Stainless Steel Components," Proc. 4th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in the Nuclear Power Systems - Water Reactors, August 6-10, 2001, Jekyll Island, Georgia. [5] K. C. Antony, "Aging Reactions in Precipitation Hardenable Stainless Steel," Journal of Metals, December, 1963.</p>
分類付けと根拠	<p>(d) 劣化を加速する可能性のある機構論等の研究開発課題 LWR運転温度域での熟時効を受けることによる析出硬化型マルテンサイト系ステンレス鋼の時効脆化の可能性については、これまでのところ充分考慮されてきていない。</p>
コメント	

表 2.3.2-5(4) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

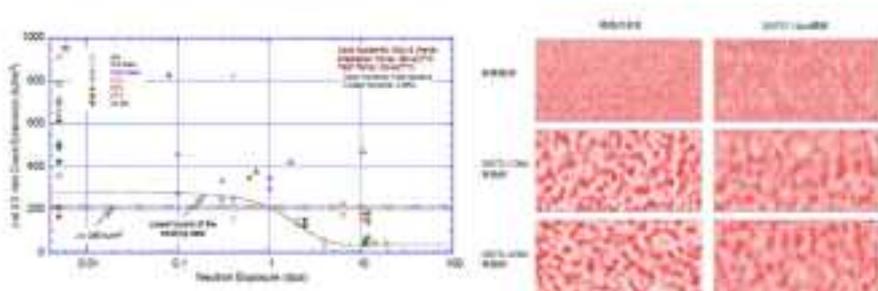
劣化事象	1.4 照射劣化の重畳による熱時効化の促進
基本劣化メカニズム	1. 熱時効化
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、オーステナイト系溶接金属
劣化事象の説明	中性子により熱時効が促進される可能性
現状の知見	<p>USNRCはNUREG 18001 Rev1 に関連し、照射と熱時効の重畳についてLICENSE RENEWAL ISSUE NO. 98-0030において中性子照射量が1×10^{27} n/cm² (E>1MeV)を超えるステンレス鋼とステンレス鋼溶接金属に対して応力評価を実施し、応力が圧縮、もしくは、十分に小さい場合以外には、追加の検査を要求した⁽¹⁾。これに対してEPRIは、PWRおよびBWRの炉内機器に対して照射量、発生応力、フェライト量、破壊靱性の観点から、評価を行い追加検査の必要性等の評価を行っている⁽²⁾⁽³⁾。</p> <p>ステンレス鋼とステンレス鋼溶接金属の破壊靱性データがほとんど得られていない⁽⁴⁾。また、照射と熱時効の重畳について、ミクロ組織や機械的性質の変化についての報告はほとんど見られていない。藤井らは、長期熱時効強化させた2相ステンレス鋼をイオン照射して硬さの変化とミクロ組織の変化を調べ以下のことを報告した⁽⁵⁾。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 照射により時効材中のフェライト相の硬化は回復するのに対して、オーステナイト相の硬化は増加する。 - 照射によりα相は成長し、α相は分解する傾向があり、フェライト相の硬化の回復と関係する。  <p>図1 ステンレス鋼およびステンレス鋼溶接金属の破壊靱性値と照射量の関係⁽⁶⁾</p> <p>図2 ステンレス鋼(SCS14A)の熱時効材および熱時効+イオン照射材のフェライト相のクロム濃度のアトムマップの例⁽⁶⁾</p>
参考文献	<p>(1) STAFF EVALUATION OF LICENSE RENEWAL ISSUE NO. 98-0030, "THERMAL AGING EMBRITTLEMENT OF CAST AUSTENITIC STAINLESS STEEL COMPONENTS"</p> <p>(2) H. S. Mehta, B. D. Frew, R.M. Horn, F. Hua, S. Ranganath, R.G. Carter, Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels & Piping Division / K-PVP Conference PVP2010.</p> <p>(3) A Demma, Thermal Aging and Neutron Embrittlement Assessment of Cast Austenitic Stainless Steels and Stainless Steel Welds in PWR Internals (MRP-276), EPRI, 2010.</p> <p>(4) O.K. Chopra and W.J. Shack, NUREG/CR-6960, USNRC, 2006.</p> <p>(5) O. K. Chopra, NUREG/CR-7027, USNRC, 2010.</p> <p>(6) 藤井克彦, 福谷耕司, "2 相ステンレス鋼の照射効果", INSS JOURNAL Vol. 19 2012.</p>
分類付けと根拠	(b)日本原子力学会PLM標準に考慮されている劣化事象が複合的に重畳した場合の劣化加速の可能性照射と熱時効の重畳に関する十分な知見が得られておらず、現状では、重畳による劣化加速の有無を判断できない。
コメント	ステンレス鋼および溶接部の破壊靱性データが不足している。また、これまで得られたステンレス鋼およびステンレス鋼溶接部の熱時効と照射の効果に関する知見は加速熱時効+照射(中性子、もしくはイオン照射)で得られたものであり、熱時効と照射が同時に進行した状態で得られた材料ではない。熱時効と照射が同時に進行した実機廃材を用いた研究等、更なる知見の拡充が必要である。

表 2.3.2-5(5) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

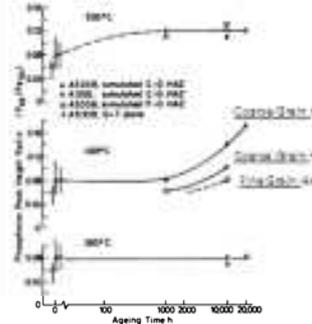
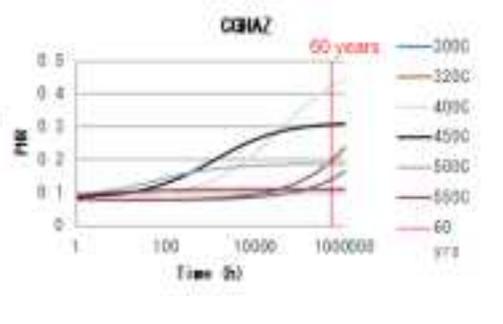
劣化事象	1.5 焼き戻し脆性(粒界不純物偏析)
基本劣化メカニズム	1. 熟時効脆化
対象となる材料	低合金鋼
劣化事象の説明	<p>40年超という寿命延長を考慮した場合、LWR運転温度において、低合金鋼(LAS)が低温焼き戻し脆性の影響を受ける可能性があるかという疑問である。</p> <p>400～550℃の温度域で典型的に経験される低温焼き戻し脆性は、旧オーステナイト粒界等におけるSn, Sb, P, Asの単分子層の平衡偏析に起因して、旧オーステナイト粒界に沿って破壊が起こる現象である。この焼き戻し脆性により脆性-脆性遷移温度が上昇するが、上部増韌性は変化しない。LWRコンポーネントの中では、使用温度が最も高い(343℃)PWRの加圧器とおそらくもっとも関連がある。</p> <p>これまでの研究報告[1,2]に依れば、260℃、200,000hでは明確な変化がない一方で、400℃では数千hの等温時効によって遷移温度の上昇が現れる。300～400℃でのリン偏析速度は組織に依存し、母材に比べて粒粒HAZで速いこと[1]、また文献データ[3,4]の見直しから、300℃での60年熟時効により粒粒HAZではリン偏析が現れ始めると予測されることが指摘された。添付資料に、根拠となったデータと計算結果を示す。粒界P偏析に起因する焼き戻し脆性は応力によって加速されることがあるということも報告された。これまでに高温側で得られている不純物偏析の活性化エネルギーが炉水温度域にも外挿可能か否かは確かめられていない。さらに、偏析速度への応力および組織の影響を含めて、現実的どの程度の偏析とそれによる脆化が生じ得るかの正確な評価には至っていない。</p>
現状の知見	  <p>図1 等温時効における粒界P偏析の組織依存性[1] 図2 文献データに基づく粒界P偏析の予測(渡邊ら)</p>
参考文献	<p>[1] S.G.Druce et al., "EFFECT OF AGEING ON PROPERTIES OF PRESSURE VESSEL STEELS", Acta metall., 34 (1986), 641.</p> <p>[2] P. Joly et al., "Effect of Thermal Ageing on Properties of Pressure Vessel Low Alloy Steel" Proceedings of The 2013 ASME Pressure Vessels & Piping Conference (CD-ROM), ASME, (2013), Paper No. PVP2013-97643.</p> <p>[3] A.V.Nikolaeva et al., "Grain Boundary Embrittlement due to Reactor Pressure Vessel Annealing", J.Nucl. Mater., 211 (1994), 236.</p> <p>[4] A. C. YEN et al., "The Segregation of Phosphorus to the Free Surface of a Ferritic Iron Alloy at 723 to 823 K", Metallurgical transactions A, 9A (1978), 31.</p> <p>[5] P. Doig et al., "The Influence of Temper Embrittlement on the Stress Corrosion Susceptibility of Fe-3wt%Ni Alloys", Acta Metallurgica, 26 (1978), 1283-1291.</p> <p>[6] C. Lea, "Stress Corrosion Cracking and Temper Brittleness: Effect of Phosphorus Grain Boundary Segregation in a Low Alloy Steel", Metal Science, (1980), 107-112.</p>
分類付けと根拠	<p>(b)日本原子力学会PLM標準に考慮されている劣化事象が複合的に重畳した場合の劣化加速の可能性 LWR運転温度域での熟時効を受けることによる低合金鋼の焼き戻し脆性の可能性については、これまでのところ否定的に考えられてきた。</p>
コメント	<p>炉水温度域での長時間時効により旧オーステナイト粒界への不純物偏析があるレベルで起き得るとすれば、炉水と接する部位においては、粒界不純物偏析に伴う応力腐食割れ感受性の変化を検討しておくことは意味がある。応力腐食割れ感受性への粒界P偏析の影響については、これまで調査例が極めて限られており、高濃度アルカリ環境[5]あるいは硝酸塩水溶液[6]などにおいて加速効果が報告されているのみである。</p>

表 2.3.2-5(6) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

劣化事象	2.1 溶存酸素下における疲労強度の低下
基本劣化メカニズム	疲労
対象となる材料	炭素鋼、(低合金鋼)
劣化事象の説明	軽水炉環境中における疲労寿命は大気中に比べて低下することが実験にて確認されている。特に炭素鋼・低合金鋼については、溶存酸素濃度の高いBWR環境はPWR環境に比べて疲労寿命が短いことが知られている。
現状の知見	<p>(劣化事象の内容) 本劣化事象は、BWR環境下における疲労強度低下の事象である。図-1に軽水炉環境中の炭素鋼/低合金鋼のF_{env} ($F_{env}=N_A/N_W$, N_A:大気中の疲労寿命, N_W:環境中の疲労寿命)と溶存酸素の関係¹⁾を示す通り、溶存酸素が低い場合にはF_{env}は小さく、疲労寿命に与える環境の影響は少ないが、溶存酸素が高い場合にはF_{env}は大きく、疲労寿命に与える環境の影響が大きい。</p> <p>(現在までの検討状況) 軽水炉環境中での疲労寿命の低下に関しては、国内で多くの検討がされており、JSMEIにおいて「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」として規格化されている。本規格は2006年に初版が発行され、2009年に最新の知見を含めて改訂されている。本規格は供用中プラントに対する定期安全レビュー(PSR)や高経年化対策検討(PLM)の評価に用いられている。</p> <p>(対象部位) 本事象はBWRプラントの炭素鋼/低合金鋼が対象であり、部位としては主蒸気配管(MS配管)や給水ノズルサーマルスリーブ部等が挙げられるが、前述の通り評価手法は存在し、PSRやPLMIにおいてJSME規格を用いて評価していることから、既に経年劣化事象として想定されていると言える。</p> <p>(メカニズム) BWR環境では溶存酸素濃度が高いため、厚い酸化皮膜が生成し、皮膜破壊を生じる際の活性溶解により疲労寿命が低下していると考えられるが、メカニズムが完全に理解されている訳ではない。また、現状のF_{env}評価式はメカニズムを反映したものではない。</p> <div data-bbox="638 1075 1053 1388" style="text-align: center;"> </div> <p>図-1 軽水炉環境中の炭素鋼/低合金鋼のF_{env}と溶存酸素の関係¹⁾</p>
参考文献	1) Higuchi, "Comparison of Environmental Fatigue Evaluation Methods in LMR Water," 2008 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, July 27-31, Chicago, Illinois, USA, PVP2008-51087.
分類付けと標榜	①-1 日本原子力学会PLM標準に考慮されているが予測精度上の課題のある劣化事象 本劣化事象は既に経年劣化事象に考慮されているが、必ずしもメカニズムが明確になっている訳ではなく、 F_{env} 評価式もメカニズムベースとなっていないことから、日本原子力学会PLMに考慮されているが予測精度上の課題(影響因子として考慮されている)のある劣化事象に分類した。
コメント	評価手法も規格化されており、日本原子力学会PLM標準に既に取り込まれている。

表 2.3.2-5(7) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

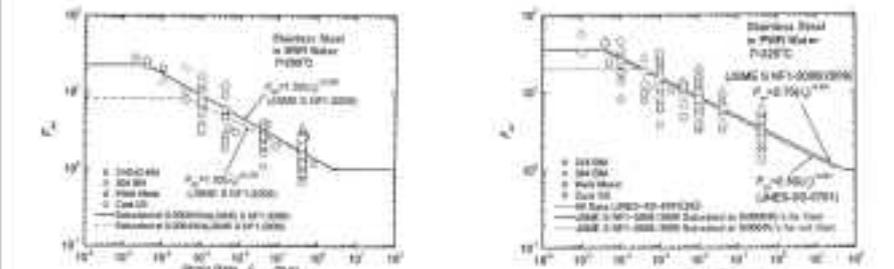
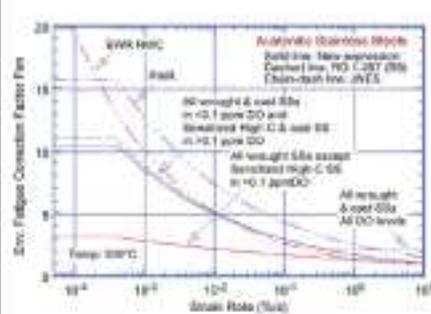
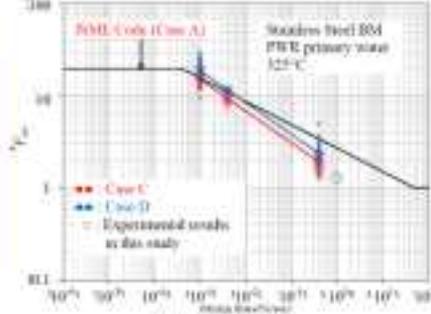
劣化事象	2.2 溶存水素下における疲労強度の低下
基本劣化メカニズム	2 疲労
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼
劣化事象の説明	軽水炉環境中における疲労寿命は大気中にくらべて低下することが実験にて確認されている。特にオーステナイト系ステンレス鋼については、溶存水素濃度の高いPWR環境はBWR環境に比べて疲労寿命が短いことが知られている。
現状の知見	 <p>図6 軽水炉環境中のオーステナイト系ステンレス鋼の$F_{0.2}$とひずみ速度の関係 (BWR、オーステナイト系鋼材)</p> <p>図7 奥田 隆夫らによるオーステナイト系ステンレス鋼の$F_{0.2}$とひずみ速度の関係 (PWR、オーステナイト系鋼材)</p>
参考文献	JISME 発電用原子力設備規格-環境疲労評価手法(2009年版)、JISME S-NP1-2009
分類付けと根拠	①-1 日本原子力安全PLM標準に考慮されているが予測精度上の課題のある劣化事象 環境疲労評価はPLM標準で考慮され、JISME環境疲労評価手法を用いて評価しており、その評価手法でもBWR・PWR環境の違いは考慮した評価式が整備されているが、予測精度については検討する必要がある。
コメント	<p>JISME環境疲労評価はJNES EFT PJ成果を反映したものである。一方、JNESがEFT PJデータをNRCに提供し、それらのデータを反映してNRC/ANLが再設定したPWR環境中のオーステナイト系ステンレス鋼の環境疲労係数(F_{en})の評価式はJISME環境疲労評価の評価式より進んでいる(図1[*1])。また、民間研究での研究成果でも、JISME環境疲労評価のPWR環境中のオーステナイト系ステンレス鋼のF_{en}は過剰に保守側であることが指摘されている(図2[*2])。</p> <p>さらに、これらの評価式は実験データに対して式をフィッティングさせて設定したものであり、そのメカニズムは明確になっておらず、メカニズムを解明し、精度の高い評価式を開発することが望まれる。</p> <p>[*1] NRC/ANL, "Update of NUREG/CR-6900 Methodology for Environmentally Assisted Fatigue (EAF) - Revised Fat Expressions," NRC Adams, ML13088A009, 12/31/2012 Revised</p> <p>[*2] Fukuta, Y., "High Strain Rate Effects on Environment Assisted Fatigue For Austenitic Stainlesssteels in PWR Environment," PVP2013-97158, ASME, 2013.</p>  <p>図8 NRC/ANL新F_{en}とJISMEとの比較</p>  <p>図9 高ひずみ速度でのF_{en}の見直し</p>

表 2.3.2-5(8) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

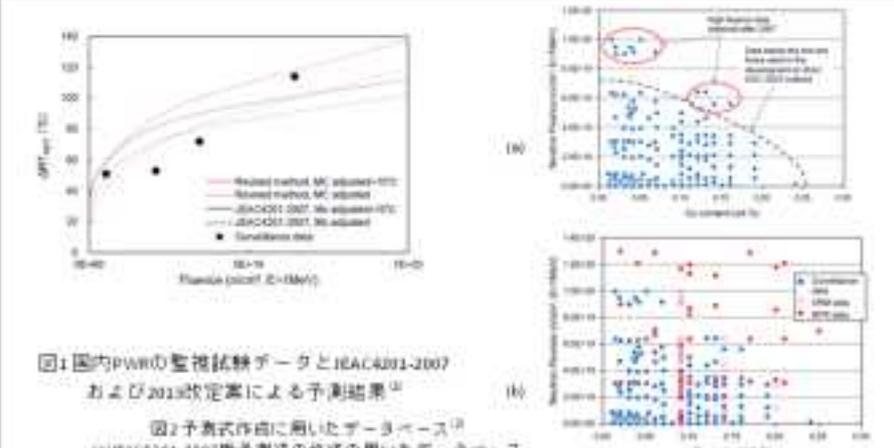
劣化事象	①(1) 破断靱性の低下
基本劣化メカニズム	照射劣化
対象となる材料	低合金鋼
劣化事象の説明	中性子の照射により材料中に照射損傷が生じ、これにより破断靱性が低下する現象
現状の知見	<p>原子炉圧力容器の照射脆化は、JEAC4201 に規定する関連温度の上昇や上部燃焼エネルギーの低下として評価されている。国内PWRの監視試験において、JEAC4201-2007の予測値(関連温度の計算値+監視試験の実測補正及びマージン)を超える関連温度の実測値が得られた(1)。この問題に対して国の意見聴取が開催され、専門家および電気事業者から本件に関する意見聴取が行われた結果、最新知見に基づき現行脆化予測法の信頼性改善の検討や予測法の見直し等の継続的取り組みが求められている。これを契機として電力中央研究所および電気事業者は脆化予測法の改良に取り組み予測法の改良が行われた。改良に際しては、最新の監視試験データ、試験炉照射データを加えることにより高照射量および高Cu含有量側のデータベースを増やした上で、パラメータの最適化を図り、予測精度の向上を実現した。(図1、図2X2)</p>  <p>図1 国内PWRの監視試験データとJEAC4201-2007および2019改定案による予測結果⁽¹⁾</p> <p>図2 予測式作成に用いたデータベース⁽²⁾</p> <p>(a) JEAC4201-2007予測式の作成に用いたデータベースとその後に得られた監視試験データ</p> <p>(b) 改訂版の作成に用いた試験炉データも加えたデータベース</p>
分類付けと根拠	①(1) 日本原子力学会PLM標準に規定されているが予測精度上の課題のある劣化事象と分類した。低合金鋼の中性子照射脆化については、評価すべき劣化事象として原子力学会PLM標準に位置付けられており、評価手法がJEACに規定されている。最新の知見に基づき継続的に高精度を回っていくことが重要であり、①(1)と位置付けた。
コメント	低合金鋼の照射脆化に対しては、監視試験結果のデータベース化とナノレベルの組織観察による脆化予測式が確立されており、新知見に対して継続的な改良を続けていくことが必要。

表 2.3.2-5(9) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

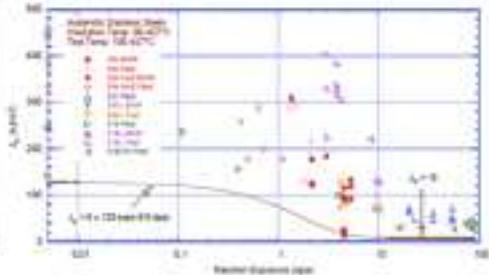
劣化事象	B1(2) 破壊靱性の低下
基本劣化メカニズム	照射劣化
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼
劣化事象の説明	中性子の照射により材料中に照射損傷が生じ、これにより破壊靱性が低下する現象
現状の知見	<p>ステンレス鋼照射材の破壊靱性値データに関する報告はあるが、必ずしも十分な知見が得られているとは言えない⁽¹⁾。日本核学会維持規格に照射ステンレス鋼の破壊靱性値が以下のように規定されているが、データベースの少ない時に設定されたものであり、最新の知見⁽²⁾⁽³⁾に基づきより高精度の値への更新が望まれている。</p> <p>維持規格の規定 $0 \times 10^{24} \sim 3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ $K_{IC} = 105 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$、$3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ 以上: $K_{IC} = 43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$</p>   <p>図1: 維持規格における破壊靱性値設定当時の照射ステンレス鋼の破壊靱性データの例⁽¹⁾</p> <p>図2: 最近の照射ステンレス鋼の破壊靱性データの例⁽²⁾</p>
参考文献	<p>(1) M.L. Hemara, J.P. Higgins, I. Suzuki, M. Koyama, S. Hattori, M. Andou, N. Chuj, Y. Kanazawa, International Conference on Nuclear Engineering Vol.5, ASME (1996)</p> <p>(2) D.K. Chopra and W.J. Shack, NUREG/OR-6960, USNRC, 2006</p> <p>(3) D. K. Chopra, NUREG/OR-7027, USNRC, 2010</p> <p>(4) Anne Demma, Robert Carter, Anders Janssen, Tadshiko Torimaru, and Ron Gamble, 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems 2007.</p>
分類付けと根拠	<p>(a)1 日本原子力学会PLM標準に考慮されているが予測精度上の課題のある劣化事象と分類した。オーステナイト系ステンレス鋼の照射による破壊靱性の低下は評価すべき劣化事象としては、直接的に規定されていないが、LASOCに対する健全性評価において維持規格に規定された破壊靱性値が評価に用いられる。上述のように破壊靱性値の設定について精度向上の課題があることから(a)1とした。</p>
コメント	<p>照射ステンレス鋼については、破壊靱性データが不足しているとともに、照射によるマイクロ組織変化との関連性についてもほとんど行われていない。今後、JNEE 鋼材や廃炉材等を活用した研究開発について検討を行い、知見の取得を図る必要がある。</p>

表 2.3.2-5(10) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

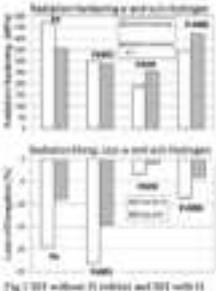
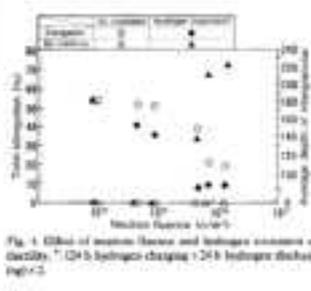
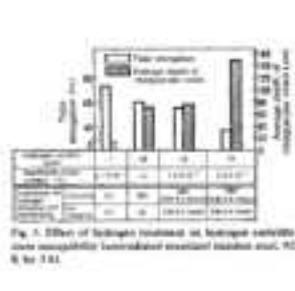
劣化事象	① 水素による照射脆化の促進
基本劣化メカニズム	3. 照射脆化
対象となる材料	鉄鋼 (fcc) 、 ステンレス鋼 (fcc)
劣化事象の説明	照射材に水素チャージなどで水素を入ると機械的性質が劣化（伸びの低下等）する。特に、放射化したステンレス鋼の場合には、水素脆化の感受性（HES）が高くなる。軽水炉の環境で水素がどの程度照射脆化に寄与しているかを定量的に調べた例はないが、照射脆化と水素脆化が重畳した場合に脆化が促進される可能性を示唆するデータはある。
現状の知見	<p>(1) 鉄系材料水素 脆化の本質は水素促進局部変形(MELF)であり、水素による転位移動の促進が実証されている【1】。本研究【2】は、多量の照射欠陥を含んだ鉄系材料に水素チャージを行いミクロ組織と機械的性質の変化を検討したものである。ORNLのHFIRで300℃で1.2dpa照射したFe、Fe-8%Cr、Fe-2%Ni、Fe-8Cr-0.05Niを供試材とした。引張試験は室温、歪速度は5×10^{-4} s⁻¹である。水素添加はミニ電解セルにより変形中に行った。</p> <p>【試験結果】①未照射材へ水素添加した場合、僅かな降伏応力の増加と伸びの減少であったが、②照射材は4種類とも典型的な照射脆化を示し、降伏応力は上昇し伸びは減少した(図1)。特に降伏直後から塑性不安定性を示した。表面に粗大すべりが現れるため、転位チャネリング変形と推察された。③照射材に水素添加した場合、一部の試料では照射脆化が低減し、伸びの減少は明らかに軽減された。④これらの結果から、300℃の照射で形成された高濃度の欠陥クラスターは照射脆化と転位チャネリングによる塑性不安定性を起こすが、水素添加により転位移動は容易になり照射脆化は軽減すると判断された。</p> <p>(2) 固溶化熱処理された304SSの機械的性質に対する水素の影響を調査するため、水素処理（水素チャージと脱水素を2回繰り返す）を行って中性子照射材の引張試験を行った。</p> <p>【試験結果】伸びは、照射のみの試験片よりも水素処理試験片の方が照射量の増加と共に低下した。照射量の高い水素処理試験片に絞界割れが観察され、絞界に沿ってCr欠乏層が認められた。この脆化と絞界割れは、照射による絞界のCr欠乏層に起因するものと推察された。</p>   
参考文献	<p>【1】S. Wang, et al., Mat. Sci. Eng. A, 562 (2013) 101-103 【2】岡弘, 本村友則, Wang Zhong, 橋本直幸, 大貫 聡明, HFIR 照射した鉄系材料の損傷組織と引張特性に及ぼす水素の効果, 日本金属学会秋期講演大会 (2013), 金属材料(1) 【3】J. Murawski, M. Kodama, S. Mubamra, K. Asano, K. Nakata, S. Elama, Effects of hydrogen on mechanical properties in irradiated austenitic stainless steels, Journal of Nuclear Materials 212-215 (1994) 1396-1400</p>
分類付けと核機	(d)劣化を加速する可能性のある機構論等の研究開発課題 (照射脆化と水素脆化が重畳した場合に脆化が促進される可能性がある)
コメント	照射材に水素チャージなどで水素を入ると機械的性質が劣化（伸びの低下など）することは比較的よく知られている。二つの文献は、その例であり、fcc系のステンレス鋼、bcc系の鉄鋼のものである。軽水炉の実際の環境で水素がどの程度照射脆化に寄与しているかを定量的に調べた例は見当たらない。照射と水素が重畳した場合に脆化が促進される可能性を示唆するデータはあるが、実機での影響度はよくわからないというのが実態であり、Proactive事象と謂える。

表 2.3.2-5(11) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

劣化事象	33 中性子照射後のα-β相変態による脆化
基本劣化メカニズム	α照射脆化
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼
劣化事象の説明	<p>原の因プロアクティブ専門家会議(H25.10)にてDr.Milan Brucovskyより提起されたもので、オーステナイトステンレス鋼が中性子照射を受けることでスウェリングを生じる。この時あるスウェリング量以上においてオーステナイト相(γ)からフェライト相(α)への相変態が生じ、結果として脆性-延性の遷移挙動が発現して破壊ひずみが低下するという事象。</p>
現状の知見	<p>図1は破壊ひずみに及ぼすスウェリングの影響を示す。併設相は18Cr-10Ni-Ti鋼の2種とその溶接部でそれぞれ照射温度320-340°Cで48dpaまで及び照射温度400-450°Cで49dpaまで照射された。前者のスウェリング量は約1%ほどであった。一方、後者のスウェリング量は3-13%であった。引張試験の結果、スウェリング量がおよそ7%以下の試験片は従来の延性挙動を示した。一方、スウェリング量がおよそ7%以上の試験片は代表的なBCC全周の挙動である脆性-延性遷移が示された。</p> <p>図2はスウェリング量が9%の18Cr-10Ni-Ti鋼の結晶粒内、結晶粒界におけるα相を示す。スウェリングによってγ→α変態が起きるメカニズムは以下のように考えられている。①スウェリングは格子の形成と成長による。②照射下で原子間や結晶粒界のような自由表面に偏析する。③その結果、結晶粒界がγ-βや結晶粒界上に生じる。④これらの過程はオーステナイトマトリックスにおけるHの欠乏を生じる。⑤その結果、γ→α変態が起きる。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="454 828 869 1142"> <p>図1 破壊ひずみに及ぼすスウェリングの影響</p> </div> <div data-bbox="885 828 1300 1142"> <p>図2 破壊ひずみに及ぼすスウェリングの影響</p> </div> </div>
参考文献	<p>① M.Z. Meskin, A.A. Sorokin, V.A. Fedorov, I.F. Kuznetsov, METHODOLOGICAL AND EXPERIMENTAL BASIS FOR METHODOLOGICAL AND EXPERIMENTAL BASIS FOR DEVELOPMENT OF INTEGRITY AND LIFETIME ASSESSMENT DEVELOPMENT OF INTEGRITY AND LIFETIME PROCEDURES FOR WWER REACTOR INTERNALS: PROCEDURES FOR WWER REACTOR INTERNALS, Report of Workshop on Uniaxial VERLIFE Procedure for Lifetime Assessment of Components and Pipes in WWER NPPs, 10-21 October, 2011, Sophia, Bulgaria</p> <p>② M.Z. Meskin, I.F. Kuznetsov, A.A. Sorokin, A.K. Lugin, V.I. Kuznetsov, V.S. Neudorov // Growth of dislocations and fracture toughness of highly irradiated austenitic steels for reactor internals of WWER type reactors. Part I. Relation between irradiation, residual and radiation embrittlement. Experimental results // Strength of Materials, COE, Vol. 42, No.2, pp.144-157</p> <p>③ Pöcher DL, Ferrite formation in neutron-irradiated type 304L stainless steel // Journal of Nuclear Energy - Part C: Plasma Physics, 1970, 1(1): 39-41</p> <p>④ M.Z. Meskin, I.F. Kuznetsov, A.A. Sorokin, V.S. Neudorov // BCC-γ-α phase transformation in austenitic steels for WWER internals with dislocation swelling. Conference C. 2010, A017-102</p>
分類付けと措置	60 劣化を加速する可能性のある腐蝕誘発の研究開発課題
コメント	この事象の発現可能性はあるがWWERの運転条件を対象としたもので軽水炉運転条件に70℃では加速条件下の結果である

表 2.3.2-5(13) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

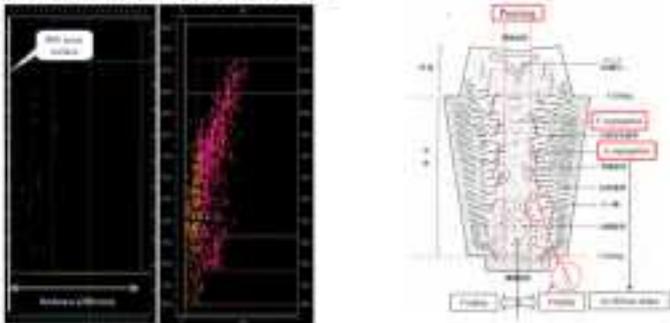
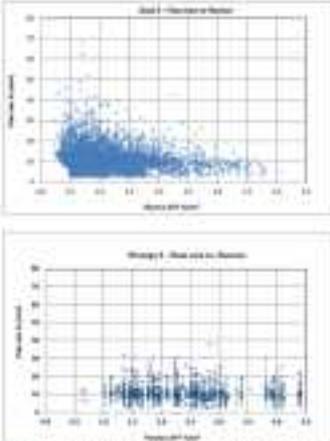
劣化事象	53 照射による水素脆化の促進																							
基本劣化メカニズム	5 腐食及び水素脆化																							
対象となる材料	鉄合金鋼																							
劣化事象の説明	原子炉（圧力）容器の製造品を製造する際に発生する水素白点、下格物元素の腐蝕部分の照射脆化、及び照射欠陥（空孔、クラスタ、ボイド等）に水素が関与する水素脆化																							
現状の知見	<p>下格物²⁰ の純銅の放射線照射による水素白点の発生に関する研究結果を示す。</p>  <table border="1" data-bbox="592 869 1182 1099"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Reactor pressure vessel components 原子炉容器構成部品</th> <th colspan="2">Number of flaw indications in the reactor pressure vessels 照射後</th> </tr> <tr> <th>Doel 3号機</th> <th>Thrange 2号機</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Vessel head flange 頭フランジ部</td> <td>3</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>Vessel flange 胴フランジ部</td> <td>2</td> <td>19</td> </tr> <tr> <td>Nozzle shell ノズル殻部</td> <td>11</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Upper core shell 上格物</td> <td>897</td> <td>1,991</td> </tr> <tr> <td>Lower core shell 下格物</td> <td>7,265</td> <td>80</td> </tr> <tr> <td>Transition ring トランジションバンド部</td> <td>71</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table>	Reactor pressure vessel components 原子炉容器構成部品	Number of flaw indications in the reactor pressure vessels 照射後		Doel 3号機	Thrange 2号機	Vessel head flange 頭フランジ部	3	5	Vessel flange 胴フランジ部	2	19	Nozzle shell ノズル殻部	11	0	Upper core shell 上格物	897	1,991	Lower core shell 下格物	7,265	80	Transition ring トランジションバンド部	71	0
Reactor pressure vessel components 原子炉容器構成部品	Number of flaw indications in the reactor pressure vessels 照射後																							
	Doel 3号機	Thrange 2号機																						
Vessel head flange 頭フランジ部	3	5																						
Vessel flange 胴フランジ部	2	19																						
Nozzle shell ノズル殻部	11	0																						
Upper core shell 上格物	897	1,991																						
Lower core shell 下格物	7,265	80																						
Transition ring トランジションバンド部	71	0																						
参考文献	ベムナー原子力発電所（FANC）のホームページ (http://www.fnc.jp/kokyo/atom-pressure-vessel/doel-3-thrange-20488.asp?LG=0)																							
分類分けと標拠	(1)劣化を加速する可能性のある設備等の研究開発課題 ベムナーのDoel 3号機とThrange 2号機のPWR原子炉容器の水素白点の影響評価（これに関連して照射脆化によるCuクラスタ、Hクラスタ等への水素拡散による水素脆化の可能性）																							
コメント	<p>(1) Pragmaticアプローチ方法を用いて、UT指示の大きさと中性子束（円周方向、周方向、及び軸方向）との関係を調査した。若し、照射による影響を受けてきた説が進展する場合には、一定の明確な傾向を示す筈であるが、UT指示値と照射の関係は認められない。</p> <p>(2) 基本論は、照射により、空孔、クラスタ、ボイド等の照射欠陥が生じるがその領域に水素が拡散する可能性が考えられる。</p> <p>(3) 事業者（E.ON社）は、水素白点を含む照射脆化の設備的性質に関する詳細な実験計画の策定及び試験を行うとしている。（照射による影響評価のための調査を継続する予定である）</p>  <p>Figure 4.23 Distribution of Etsu and Thrange Reactor. The observed 100-flaw-size correlation that shows from approximately 10 years to 40 years of the correlation with increasing neutron dose (2 × 10¹⁹).</p>																							

表 2.3.2-5(14) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

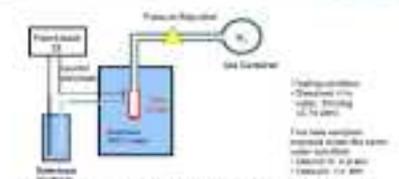
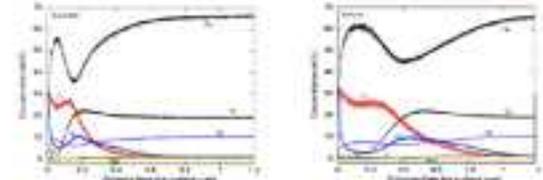
劣化事象	5.4 超多量(スーパー)空孔と水素の作用による物質拡散加速と組織変化の促進による腐食の促進
基本劣化メカニズム	5 腐食及び水素損傷
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基合金
劣化事象の説明 (事象が起きる前提条件を含む)	<p>第6回プロアクティブ専門家会議(2012.10)においてNishihashi, 庄子(東北大学)から超多量(スーパー)空孔と水素の作用による物質拡散加速と組織変化の促進による酸化物/金属界面における酸化の促進の可能性が提起された。水素の存在によって平衡空孔濃度が増加するので、物質移動係数(拡散係数)が増加し、組織変化などの原子拡散が関わる現象が加速される可能性があるというものである。酸化物/金属界面に空孔が形成されるとともに、そこに表面から拡散してきた水素が相互作用し、超多量空孔の生成が生じ、界面での酸化が加速される可能性を指摘している。又GDO-OESによる直線的な水素濃度の計測においてもその酸化は確認されつつあるとしている。</p> <p>以上のように本劣化事象は酸化物/金属界面において水素誘起により超多量空孔が生成し、その結果水素が濃化して界面における酸化現象が加速されて腐食あるいはSOCが促進される可能性があるとして提起されたものである。</p> <p>・超多量空孔: 水素による超多量空孔生成を深井により1980年代に見られた現象である。深井は、中性原子と空孔に引力相互作用が働くときに空孔の熱平衡濃度が增大することは点欠陥の分野ではよく知られておりそれ自体には別に新味はないが、水素雰囲気中では水素をトラップした空孔が多量に生成されこうして導入された空孔-水素クラスターは空孔中を動き回ることができる。通常の中性原子では、空孔は不純物にトラップされて動けなくなるのに対して水素の場合にはそれをトラップしても空孔は動くことができるとしている。さらに最近超多量空孔生成による原子生成と水素脆性あるいは応力腐食割れの基本的なメカニズムである可能性を指摘している。</p>
現状の知見	<p>Experimental setup</p>  <p>実験条件 ・材料: 316NG ・腐食条件 ・溶解水素3000/kg H₂O, 298℃水中 ・チューブ試験片, 内部に加压水素あり, なし ・Glow Discharge Optical Emission Spectroscopy (GDOES) によるチューブ試験片表面における酸素、水素分布分析</p> <p>図1: PWR一次系循環水中における316NG鋼の酸化に及ぼす水素の影響を見るための実験方法(1)</p> <p>Elemental distribution near oxide / metal interface</p>  <p>・The GDOES analysis has shown the deeper oxidation behavior under the internally pressurized hydrogen associated with more extensively hydrogenated zone.</p> <p>図2: チューブ試験片の酸化皮膜と金属界面におけるGDOES分析結果(1) 内部加压水素が有るチューブ試験片において赤線で示される酸素分布(酸化皮膜厚さ)が内部加压水素</p>
参考文献	<p>(1) Tetsuo SHOJI, Yoichi TAKEDA, Jiro KUNOYA, Peter FORD, Peter SCOTT and Nishith Kumar Das, PROACTIVE MATERIALS DEGRADATION MANAGEMENT (PMDM) AND LONG TERM OPERATION, 14th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, August 11-15, 2013, Asheville, North Carolina, USA</p>
分類付与と理由	<p>(a)劣化を加速する可能性のある機構等の研究開発課題 本劣化事象は酸化物/金属界面において水素誘起により超多量空孔が生成し、界面における酸化現象が加速されることによって腐食あるいはSOCの促進が起きうる可能性があるとして提起されたものであるが、実験室的エビデンスは少なく今後の研究課題である。</p>
コメント	<p>(1)材料中の水素が酸化を加速する現象は観察されているが加速するメカニズムは不明である。 (2)WSSOCのメカニズムを説明する理論の一つとなる可能性を秘めている。保全の対応は出来ているものの新規プロジェクトの改良材の研究としては重要と考える。</p>

表 2.3.2-5(15) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

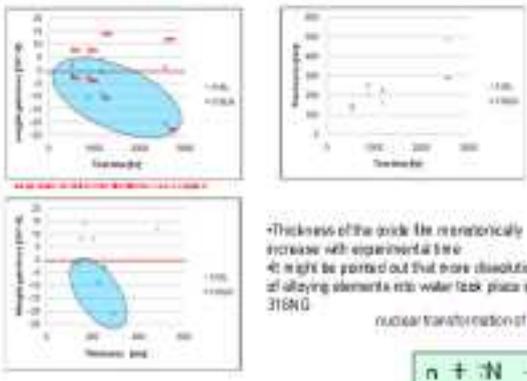
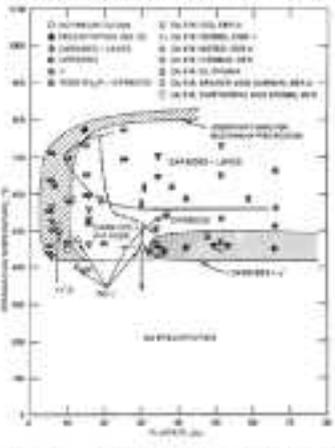
劣化事象	61 窒素の核変換による生成炭素による照射誘起炭化
基本劣化メカニズム	6 照射誘起応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼
劣化事象の説明	ステンレス鋼中の窒素が、中性子照射による核変換反応により炭素を生成し、過剰に生成された炭素がCrと結びついてCr炭化物を形成してその周囲にCr欠乏層が生じて脆化が生じ、応力腐食割れが加速される可能性を指摘するもの。照射誘起析出 (radiation induced precipitation (RIP)) と考えられる。
現状の知見	<p>この問題提起はハルデン炉における照射下腐食試験において316L鋼及び316LN鋼の腐食量の結果が異なることから、鋼中窒素の核変換による炭素の生成が影響している可能性が指摘されたものである。</p> <p>Weight gain / loss and oxide film thickness (irradiation)</p>  <p>*Thickness of the oxide film monotonically increase with experimental time It might be pointed out that more dissolution of alloying elements into water took place in 316LN</p> <p>nuclear transmutation of nitrogen:</p> $n + {}^14\text{N} \rightarrow {}^{12}\text{C} + {}^1\text{H}$ <p>Carbon & hydrogen formed during the test</p>
参考文献	第6回2062107プロアクティブ専門家会議におけるプレゼン資料(庄子(東北大学))
分類付けと根拠	(d) 劣化を加速する可能性のある機構論等の研究開発課題 窒素の核変換による生成炭素による照射誘起炭化については、直接的な実験的エビデンスは示されていない。従って、本事象は、その科学的根拠が示された後に取り上げるべき課題であり、機構論等の研究開発課題に分類した。
コメント	<p>核変換によって生成される炭素量は、中性子スペクトル、材料中のN量、中性子照射量によって異なる。よって、本報告における試験片中の炭素量を評価するとともに、実機条件における生成量を評価して、炭素による影響の可能性を精査していくことが望まれる。</p> <p>なお、316ステンレス鋼において、EBR-IIなどの高速度炉における中性子照射で、炭化物のRIPが生じることが報告されているが、下記に示すように、400℃以下の温度領域ではこのようなRIPは報告されていない。</p>  <p>(Gary S. Was, Irradiation Effects on Reactor Internals, International BWR and PWR Materials Reliability Conference, 2002)</p>

表 2.3.2-5(16) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

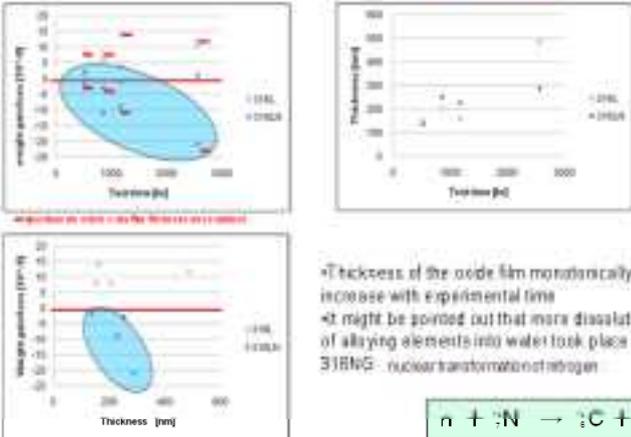
劣化事象	6.2 窒素の核変換による生成水素による腐食並びに応力腐食割れの加速
基本劣化メカニズム	6.照射誘起応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼
劣化事象の説明	ステンレス鋼中の窒素が、中性子照射による核変換反応により水素を生成し、生成された水素が酸化を加速して、応力腐食割れが加速される可能性を指摘するもの。
現状の知見	<p>この問題提起はハルデン炉における照射下腐食試験において316L鋼及び316LN鋼の腐食増量の結果が異なることから、鋼中窒素の核変換による水素の生成が影響している可能性が指摘されたものである。</p> <p style="text-align: center;">Weight gain / loss and oxide film thickness (irradiation)</p>  <p>*Thickness of the oxide film monotonically increase with experimental time *It might be pointed out that more dissolution of alloying elements into water took place in 316LN - nuclear transformation of nitrogen</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> $n + {}^14_7\text{N} \rightarrow {}^{12}_6\text{C} + \text{H}$ </div> <p style="text-align: center; color: red;">Carbon & hydrogen formed during the test</p>
参考文献	第6回(2012.10)プロアクティブ専門家会議におけるプレゼン資料(庄子(東北大学))
分類付けと根拠	<p>(d) 劣化を加速する可能性のある機構論等の研究開発課題</p> <p>窒素の核変換による生成水素による酸化加速または応力腐食割れ加速については、直接的な実験室的エビデンスは示されていない。従って、本事象は、その科学的根拠が示された後に取り上げるべき課題であり、機構論等の研究開発課題に分類した。</p>
コメント	<p>核変換によって生成される水素量は、中性子スペクトル、材料中のN量、中性子照射量によって異なる。ハルデン炉で60年間照射した場合に生成される水素量は、第6回プロアクティブ専門家会議中の議論で、概略以下と見積もられた。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) Transmutation rate at thermal neutron fluence of 1022 n/cm² : ~2 % by rough calculation by LG 2) Halden thermal neutron flux : 5 x 10¹³ n/cm²s 3) Fluence after 60 years : 1.86 x 10²³ n/cm² 4) Transmutation rate : 18.6 % 5) In case of 316LN, N, 0.094%, as example <p>Increase in C : ~0.0374%, H : ~1600 ppm</p> <p>上記はハルデン炉で60年照射した場合の評価結果であるが、照射下腐食試験における水素生成量を評価するとともに、実機条件における生成量を評価して、水素による影響の可能性を精査していくことが望まれる。</p>

表 2.3.2-5(17) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

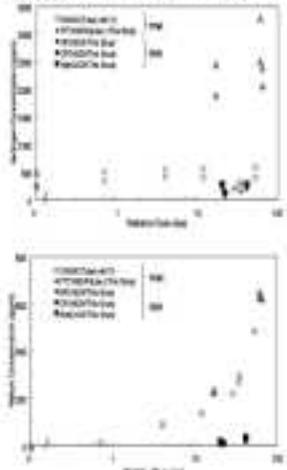
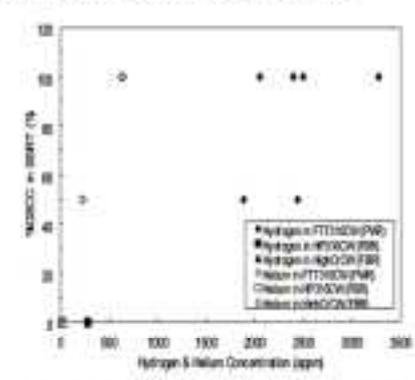
劣化事象	6.3 核変換水素およびヘリウムによるIASCC発生感受性の加速
基本劣化メカニズム	6 照射誘起応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼
劣化事象の説明	IASCCは、中性子照射に伴う照射硬化や照射誘起偏析(IPS)などの要因により生じる応力腐食割れであると言われているが、中性子照射による核変換によって生じる水素やヘリウムによっても、IASCCが加速される可能性を指摘するもの。
現状の知見	<p>・FBRとPWRで照射された316CWステンレス鋼を用いて、PWR一次系循環槽内の高温水中でのIASCC感受性がSSRT試験により調べられている。</p> <p>・図1には、照射後の316CWステンレス鋼中の水素及びヘリウムの分析結果を示す。図に示すように、水素及びヘリウムともに、FBR環境で照射された場合よりPWR環境で照射された場合の方が、濃度が高いことが分かる。これは、水素及びヘリウムが熱中性子による核変換反応により生成されたもので、PWR条件の方がFBRに比べて熱中性子比率が高かったことによると考えられる[1,2]。</p> <p>・図2には、SSRT試験後の破断における径界破断率と、水素及びヘリウム濃度の関係を示す[3]。図に示すように、ヘリウムまたは水素濃度が高いと径界破断率が高くなる傾向があり、IASCCの要因としては、従来から指摘されている照射誘起偏析や照射硬化に加えて、核変換水素およびヘリウムが影響する可能性がある。</p>   <p>Figure 1: Relationship between Helium flux and Helium Concentration for Irradiated PWR & FBR.</p> <p>Figure 2: SSRT.</p>
参考文献	<p>[1] K. Fujimoto et al., "Effect of the Accelerated Irradiation and Hydrogen/Helium Gas on IASCC Characteristics for Highly Irradiated Austenitic Stainless Steels, Proceedings of the 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors", 2005</p> <p>[2] 藤本ら, "IASCC特性に及ぼす加速照射と水素/ヘリウムガスの影響について、軽水炉材料の照射損傷機構に関する勉強会, 2005年10月27日~28日, (財)電力中央研究所</p> <p>[3] K. Aoyama et al., "Weldability of neutron irradiated austenitic stainless steels", Journal of Nuclear Materials 264 (1999)</p>
分類付けと標準	<p>① 劣化を加速する可能性のある機構等の研究開発課題</p> <p>核変換ヘリウムや水素により応力腐食割れが加速される場合、核変換によりヘリウムや水素を生じるB¹⁰などの不純物管理を行うことがその対策として考えられる。しかし、ヘリウムや水素による応力腐食割れの加速の可能性を示すデータは示されているものの、データの再現性や加速の程度の定量化にはさらなる研究が必要であると考えられることから、機構等の研究開発課題に分類した。</p>
コメント	<p>核変換によって生成されるヘリウム生成量は、中性子スペクトル、材料中のB量やN量、中性子照射量によって異なる。実際における評価に際しては、この点に留意が必要である。なお、BWR実機で使用された炉内機器のヘリウム量の分析例が報告されている[3]。報告されたヘリウム量の最大値は1.03app(熱中性子照射量=約2×10²⁵n/m²)であり、本研究[1,2]でIASCC感受性への影響が示唆されているヘリウム量である約200appに比べて低い値であった。</p>

表 2.3.2-5(18) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

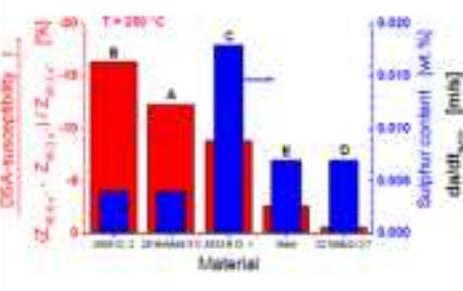
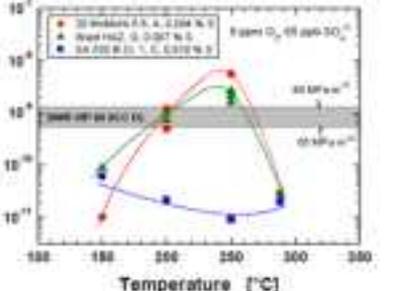
劣化事象	7.1 動的ひずみ時効による応力腐食割れの促進
基本劣化メカニズム	応力腐食割れ
対象となる材料	低合金鋼、炭素鋼
劣化事象の説明	<p>動的ひずみ時効とは、転位が液中に溶解しているNやOにより固定されるため、実用時に強度が増加する現象であり、ひずみ速度や温度に影響を受ける。</p> <p>動的ひずみ時効が発現するとSCC進展が生じると動的ひずみ時効による強度の増加によりSCC進展が促進される可能性がある。</p>
現状の知見	<p>BWR冷却水模擬条件下での低合金鋼のSCC進展速度について、動的ひずみ時効とSCC感受性の関係について検討が行われている⁽¹⁾⁽²⁾。動的ひずみ時効の感受性が大きい材料のSCC進展速度は250℃前後で極大値を持ち、大きな進展速度を示すが、動的ひずみ時効の感受性は小さい材料は、このような極大値を持たないことが報告されている(図1、図2)⁽³⁾。第5回(2011.12)のプロアクティブ専門家会議においてP. Ford(コンサルタント)から動的ひずみ時効によるSCC進展の加速の可能性が指摘された。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>図1 供試材の動的ひずみ(DSA)時効感受性およびS含有量⁽⁴⁾</p> <p>(DAS感受性は、ひずみ速度$1 \times 10^{-3}/s$で引張り試験をした時の絞りを変化量から算出)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>図2 SCC進展速度の温度依存性⁽⁵⁾</p> <p>(DAS感受性の大きい材料は250℃付近で進展速度が極大値を示し、ERPIのBWR VIP線図を超える大きな値を示している。一方、DAS感受性の小さい材料は硫黄含有量が大いにも関わらず、温度依存性を示さず、進展速度も小さい。)</p> </div> </div>
参考文献	<p>(1) H. P. Seifert et al.: Proceedings of the 11th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, TMS(2003)</p> <p>(2) A. Roth, H. Hänninen, G. Brümmer, O. Wachter, U. Ilg, M. Widera, H. Hoffmann, Proceedings of the 11th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, TMS(2003)</p>
分類付けと根拠	<p>(c)-2 劣化事象自体は日本原子力学会PLM標準に考慮されているが、劣化事象の評価の中で考慮されていない影響因子</p> <p>応力腐食割れは日本原子力学会PLM標準において経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理の対象である。原子炉圧力容器鋼については、通常の状態では炉水を接しないためSCCの評価を行っていない。しかし、BWR炉底部等のニッケル基溶接金属でSCCが発生する可能性があり、低合金鋼への進展の可能性に対する評価が必要となる可能性がある。現行の低合金鋼のSCC進展速度評価には、動的ひずみ時効の影響が定量的に考慮されていない。このため、劣化事象自体は日本原子力学会PLM標準に考慮されているが、その中で考慮されていない影響因子に分類した。</p>
コメント	<p>これまで得られた知見は、引張り試験で動的ひずみ時効を示す材料のSCC進展速度が200℃～250℃程度の温度において動的ひずみ時効を示さない材料よりも大きなSCC進展速度を示すという結果であり、き裂進展試験片近傍のひずみ速度と引張り試験においてDSAを示すひずみ速度との関係や、実機におけるひずみ速度との関係について検討するまでには至っていない。このため、現時点では動的ひずみ時効の影響を考慮すべきものであるかどうかに関して判断することはできない。原子炉圧力容器のSCCは異材継ぎ手でニッケル合金溶接部にSCCが発生し、原子炉圧力容器と溶接金属の境界部までSCC進展しない限り問題にはならない。異材継ぎ手部の健全性の評価と合わせて考えていく必要がある。</p>

表 2.3.2-5(20) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

劣化事象	12(2) 異材継ぎ手部の応力腐食割れ -BWR-
基本劣化メカニズム	1. 応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル-基合金と低合金鋼継ぎ手部
劣化事象の説明	オーステナイト系ステンレス鋼-ニッケル基合金鋼母材と低合金鋼母材との間の600系溶接金属を用いた異材継ぎ手において、600系溶接金属部で発生したSCCが600系溶接金属を遊離し、低合金鋼まで進展する可能性。
現状の知見	<p>国内BWRのシュラウドサポート部のニッケル-基溶接金属でSCCが認められた事例がある。SCC先端は全てニッケル-基溶接金属内に位置しており、原子炉圧力容器(低合金鋼)内部への進展は認められなかった⁽¹⁾。ラボ実験では、応力拡大係数が大きな条件や環境中に塩素イオンを含む場合には、SCCが異材境界部を越えて低合金鋼内へ進展することが報告されている。異材境界部での進展挙動⁽²⁾⁽³⁾、低合金鋼におけるSCC進展挙動⁽⁴⁾、異材継ぎ手部の残留応力および応力拡大係数⁽⁵⁾に関する研究が実施され、異材継ぎ手に対する挙動の解明、進展評価法の整備が進められている。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="454 784 925 1052"> </div> <div data-bbox="941 761 1276 1052"> </div> </div> <p style="text-align: center;">図1 国内BWRで認められたシュラウドサポート異材継ぎ手部のsccの例⁽¹⁾</p> <p style="text-align: center;">図2 異材継手におけるscc進展挙動とCr濃度の関係⁽²⁾</p>
参考文献	<p>(1) 青木孝行、服部成雄、安齋英哉、住本秀樹、保全学Vol4, No.1 (2005) (2) K. Kumagai, M. Morra, P. Andresen, et. al, 14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Virginia Beach, 2009. (3) T. Kubo, M. Itow, et. al, 14th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Virginia Beach, 2009. (4) H.P. Seifert, S. Ritter, T. Shoji, Q.J. Peng, Y. Takeda, Z.P. Lu, Journal of Nuclear Materials 378(2008), pp 197-210. (5) 榎原洋平, 中山 元, 平野 隆, 第58回材料と環境討論会D-104, 腐食防食協会, 名古屋, 2011年 (6) 榎原洋平, 中山 元, 平野 隆, 第58回材料と環境討論会D-109, 腐食防食協会, 名古屋, 2011年 (7) 阿部 博志, 渡辺 豊他, 第58回材料と環境討論会D-110, 腐食防食協会, 名古屋, 2011年 (8) H. Abe, M. Ishizawa, Y. Watanabe, 15th Intr. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS, 2011, pp791-802. (9) 新井拓、谷純一、第58回材料と環境討論会A-111, 腐食防食協会, 旭川, 2012年 (10)平成22年度ニッケル-基合金異材溶接部のき裂進展評価技術検証(FDM)に関する事業報告書</p>
分類付けと根拠	(c)-1 日本原子力学会PLM標準に考慮されているが予測精度上の課題のある劣化事象 SCCは、PLM標準に考慮されている劣化事象であり、具体的な評価については、現行の維持規格を用いて基本的に評価可能であるが、異材境界部でのSCC進展挙動の解明と健全性評価手法の確立が望まれている。
コメント	BWRの炉底部健全性評価手法の確立を目的としたBWR電共研や電中研の研究が実施されている。

表 2.3.2-5(21) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

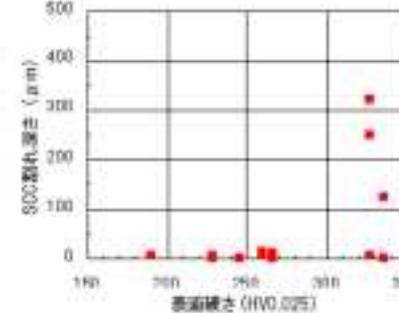
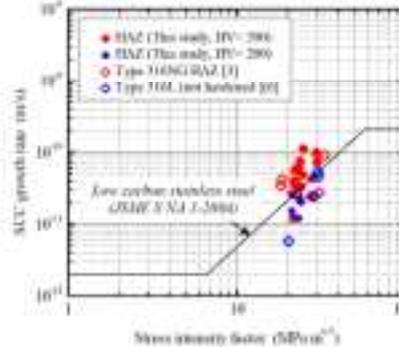
劣化事象	7.3 冷間加工による応力腐食割れの促進
基本劣化メカニズム	7.応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基金金とそれらの溶接金属
劣化事象の説明	溶接部のグラインダ加工仕上げなどの機械加工によって、環境と接する部位の材料組織の変化や引張応力の集中などにより、応力腐食割れ(SCC)が加速される現象。また、機器・部品の製造時の加工ひずみや溶接による残留応力に伴う残留ひずみによっても、SCCが加速される。BWRの炉心シュラウド、再循環系配管などで事例が顕在化している。
現状の知見	<p>図1には、表面機械加工を施した試験片を用いたSCC試験後の、表面硬さと割れ深さの関係を示す。表面硬さが300HVを超えると、割れ深さが顕著になることが分かる。表面機械加工による影響としては、微細結晶粒組織や双晶変形帯の形成、転位密度の増大などが考えられ、これらがSCC感受性に影響している可能性が考えられる。図2には、BWR再循環系配管機提供試験体の溶接熱影響部HAZのSCC進展速度と応力拡大係数の関係を示す。図1に示すように、HAZの進展速度は、硬さが高いほど速い。溶接時の残留応力によるひずみ硬化がSCC進展に影響を及ぼすものと考えられ、硬化がSCCの発生のみならず、進展にも影響することを示している。</p>  <p>図1 SCC割れ深さと表面硬さの関係(1) (10,000時間の単軸定荷重試験後の試験片における断面観察により求めたSCC割れ深さと試験片の表面硬さの関係を示す。)</p>  <p>図2 SUS316NG溶接熱影響部のSCC進展速度と応力拡大係数の関係(2)</p>
参考文献	<p>[1] M. Koshishi 他: Workshop on Cold Work on Iron-Nickel-Basis Alloys Exposed to High Temperature Water Environments, June 3-6, 2007 [2] M. Anjo et al., "Correlation of SCC growth rates and hardness around weld of low carbon stainless steels in high temperature water," Proceedings of the 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, 2007</p>
分類付けと根拠	<p>6c-4 日本原子力学会PLM標準に考慮されているが予測精度上の課題のある劣化事象 ステンレス鋼のSCCについては加工による組織変化がSCCに大きく関与することが分かってきているが、微細結晶粒や双晶変形帯等の種々の形状の加工組織がどのようにSCCに関与するのかは必ずしも明確になっていない。また、低炭素ステンレス鋼のSCCで指摘された加工による影響が、Ni基金金のSCCにどのように影響するかについては知見が少ない。 このように、冷間加工が応力腐食割れを加速することは分かってきているが、その促進メカニズムの詳細は明確になっていないとの認識から、PLM標準に考慮されているが予測精度上の課題(影響因子として考慮されている)のある劣化事象に分類した。</p>
コメント	<p>SCC要因である表面加工層を除去する技術として、最近のBWRプラントにおいては、炉心シュラウド等を対象にフラップホイール研磨、およびONS/ Clean N Strip研磨技術が適用されている。グラインダ研削等の機械加工を施した後、フラップホイール研磨やONS研磨を行うと、表面の機械加工層が除去されていくことが確認されている。また、フラップホイール研磨やONS研磨を施すと、表面の残留応力が圧縮化され、材料要因と応力要因の2つを同時に改善することができる。さらに、水素注入による環境改善も、加工を要因とするSCCの抑制に有効であることが確認されており、多くのBWRプラントで採用されつつある。</p>

表 2.3.2-5(22) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

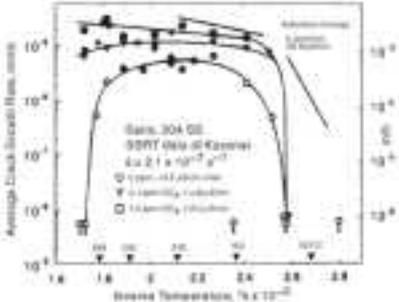
劣化事象	7.4 温度及び腐食電位の過渡的变化による応力腐食割れの促進
基本劣化メカニズム	7 応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル合金とそれらの溶接金属
劣化事象の説明	プラント起動停止あるいはオフノーマル運転における温度及び腐食電位の過渡変化が応力腐食割れ発生を促進する可能性。
現状の知見	<p>P. Andreasen⁽¹⁾は起動停止運転時に経験する150～250℃の温度範囲においてもSSCCが進展すると報告している(図)。この温度のき裂進展速度は不純物が多く存在するほど速くなることも示している。</p>  <p>FIGURE 3. Effect of temperature on average crack growth rates of sensitized type 304 SS in SSNT tests in water containing 200 ppb O₂ and 0, 0.1, or 1 ppm H₂SO₄. Open symbols denote ductile or ductile plus transgranular cracking. Solid symbols</p> <p>図1: 200ppb O₂及び0, 0.1, 1 ppm H₂SO₄を含む水中低ひずみ速度引張試験における平均き裂進展速度に及ぼす温度の影響 — 白丸は延性あるいは延性+粒内割れ、黒丸は延性+粒界割れ、—</p>
参考文献	(1) P.L. Andreasen, Corros. Sci. 49(9)714(1983)
分類付けと根拠	<p>(6)劣化を加速する可能性のある機構等の研究開発課題</p> <p>プラントの正常運転条件下における応力腐食割れに関する知見は検討されているが、温度及び腐食電位が過渡的に変化する動的条件下における応力腐食割れに関する実験的エビデンスは少なく今後の研究課題と考えられる。従って、本劣化事象については新たな劣化事象を引き起こす可能性のある機構等の研究開発課題に分類した。</p>
コメント	<p>PWRではO₂SSCCとして通常運転時にはH₂置換により腐食電位が低いが停止から起動にかけての環境の変化を評価して保全している。一方、PWR通常運転時にECPが高くなるオフノーマル運転における電位の変化などがメカニズムが酸化の加速要因になる可能性もあるが知見は十分ではない。</p>

表 2.3.2-5(23) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

劣化事象	7.5 ひずみ履歴による応力腐食割れの促進																																				
基本劣化メカニズム	7 応力腐食割れ																																				
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基合金とそれらの溶接金属																																				
劣化事象の説明	ひずみ履歴が圧縮から引張りに変化した試験片のSCC感受性は引張りから引張りの場合のSCC感受性よりも高くなる現象。																																				
現状の知見	<p>PWR一次冷却水中におけるAlloy 600合金のSCC感受性に影響する要因の一つとして製造工程におけるひずみ経路履歴(strain path history)が指摘されている。第5回プロアクティブ専門家会議(2011.12)においてR.Ostle教授は図に示すように異なるひずみ履歴を有するAlloy 600合金のSCC感受性はひずみ経路履歴によって違ってくることを示した。</p>  <table border="1" data-bbox="518 974 1236 1209"> <thead> <tr> <th>Product</th> <th>T (°C)</th> <th>Type of Crk.</th> <th>Type of Strain Path</th> <th>Main Strain Path</th> <th>Strain Rate (1/min)</th> <th>Crk. Length (mm)</th> <th>Crk. Width (mm)</th> <th>Crk. Depth (mm)</th> <th>Crk. Angle (°)</th> <th>Crk. Type</th> <th>Crk. Location</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>444 L88 (104.5)</td> <td>300</td> <td>no</td> <td>Crk. Init.</td> <td>bia</td> <td>100-150</td> <td>100-150</td> <td>100-150</td> <td>100-150</td> <td>100-150</td> <td>SCC</td> <td>Weld</td> </tr> <tr> <td>444 L88 (104.5)</td> <td>300</td> <td>no</td> <td>Crk. Init.</td> <td>uni</td> <td>100-150</td> <td>100-150</td> <td>100-150</td> <td>100-150</td> <td>100-150</td> <td>SCC</td> <td>Weld</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 2 ひずみ履歴が圧縮/引張(-/+)及び引張/引張(+ /+)を与えた試験片のSCC試験結果 - 圧縮/引張(- /+)を与えた試験片のき裂発生時間431h、引張/引張(+ /+)を与えた試験片のき裂発生時間4,845h、前者のSCC発生に対する影響が強いことが示される。</p>	Product	T (°C)	Type of Crk.	Type of Strain Path	Main Strain Path	Strain Rate (1/min)	Crk. Length (mm)	Crk. Width (mm)	Crk. Depth (mm)	Crk. Angle (°)	Crk. Type	Crk. Location	444 L88 (104.5)	300	no	Crk. Init.	bia	100-150	100-150	100-150	100-150	100-150	SCC	Weld	444 L88 (104.5)	300	no	Crk. Init.	uni	100-150	100-150	100-150	100-150	100-150	SCC	Weld
Product	T (°C)	Type of Crk.	Type of Strain Path	Main Strain Path	Strain Rate (1/min)	Crk. Length (mm)	Crk. Width (mm)	Crk. Depth (mm)	Crk. Angle (°)	Crk. Type	Crk. Location																										
444 L88 (104.5)	300	no	Crk. Init.	bia	100-150	100-150	100-150	100-150	100-150	SCC	Weld																										
444 L88 (104.5)	300	no	Crk. Init.	uni	100-150	100-150	100-150	100-150	100-150	SCC	Weld																										
参考文献																																					
分類付けと根拠	(c)-2 劣化事象自体は日本原子力学会PLM標準に考慮されているが、劣化事象の評価中で考慮されていない影響因子 応力腐食割れは日本原子力学会PLM標準において経年劣化メカニズムまとの表に基づく経年劣化管理の対象であるがその中でひずみ履歴は影響因子として考慮されていないため。																																				
コメント	分類付けは(c)-2 劣化事象自体は日本原子力学会PLM標準に考慮されているがその中で考慮されていない影響因子としたが、実機構造物の製造過程においてひずみ履歴が圧縮/引張(- /+)となる部位があるが把握しておくことが必要と思われる。実機においてこのようなひずみ履歴を受ける部位はないので“ひずみ履歴”は考慮すべき影響因子とはならない。																																				

表 2.3.2-5(24) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

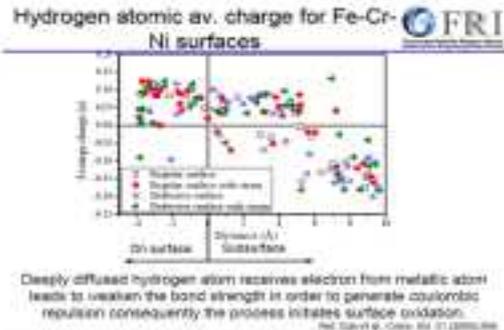
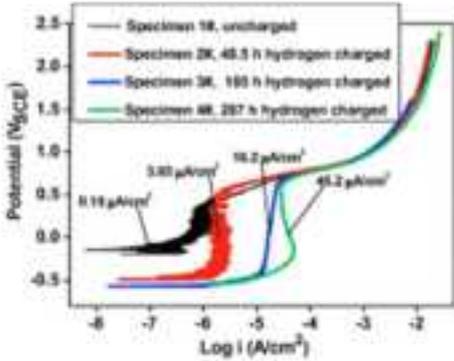
劣化事象	T8 水素加速酸化現象に起因する腐食並びに応力腐食割れの加速
基本劣化メカニズム	T 応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル合金とそれらの溶接金属
劣化事象の説明	水素により酸化が促進されることによる腐食並びに応力腐食割れの加速現象
現状の知見	<p>H Kumar Das 及び T. Shiohara 氏 (東北大学) は計算化学アプローチ計算の結果(図1)、酸化反応によって金属に吸収された水素が近隣の金属原子から電子電荷を引抜くことを示した。電子電荷を引抜く水素を吸収することにより、結果として金属間結合が弱められ酸化が加速される。このプロセスが腐食及び SCC 発生を促進すると想定される。</p>  <p>図1 計算化学アプローチによるFe-Cr-Ni 合金表面の水素原子平均電荷計算結果</p> <p>Toshun Danら(2)は25%冷間加工を施したAlloy600TTの60℃水素飽和及び酸化ナトリウム溶液中におけるアノード挙動に及ぼす水素の影響を検討した結果、予の水素チャージした試験片は水素チャージしない試験片よりも過半数電位において高いアノード電流となることを示した。このことからPWR SCCにおける過半数水素透過による腐食の加速の可能性が確認された。</p> 
参考文献	<p>(1) Harihari Kumar Das, Ken Suzuki, Kazuhiko Ogawa, Tetsuo Shiohara, "Early stage SCC initiation analysis of Fe-Cr-Ni ternary alloy at 288°C: A quantum chemical molecular dynamics approach", Corrosion Science, 51, 4 (2009), 908-913</p> <p>(2) Toshun Dan, Tetsuo Shiohara, Zhenpeng Liu, Kazuhiko Sakaguchi, Jiansu Wang, En-Hou Han, Hai Ka, Effects of hydrogen on the anodic behavior of Alloy 600 at 60 °C, Corrosion Science, Vol.52, Apr(2010), pp1228-1236</p>
分類ゆきと根拠	<p>(1)劣化を加速する可能性のある機構論等の研究開発課題 水素による酸化促進は現象として示されているがそのメカニズムは明らかでない。従って本劣化事象については新たな劣化事象を引き起こす可能性のある機構論等の研究開発課題に分類した。</p>
コメント	

表 2.3.2-5(25) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

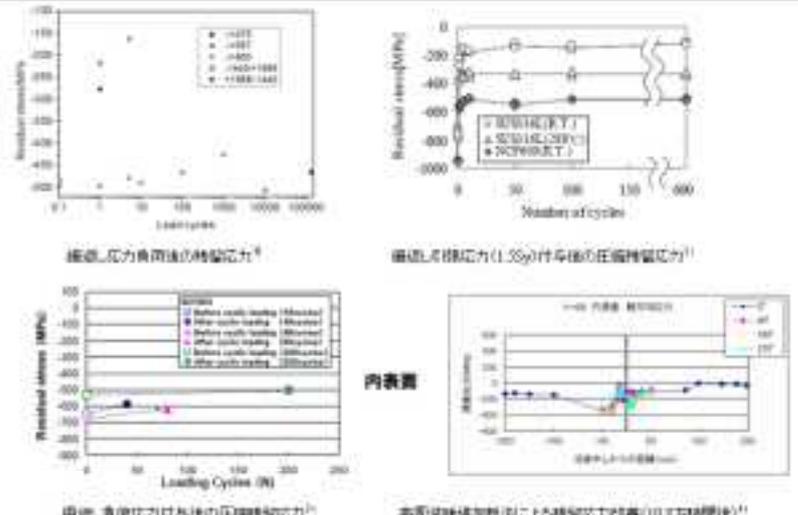
劣化事象	77ピーニングによる圧縮応力の長期信頼性
基本劣化メカニズム	7. 応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基合金とそれらの溶接金属
劣化事象の説明	<p>本項目の対象とする経年劣化事象は、応力腐食割れ(SCC)である。ここでの起因は、高圧SCC対策として適用されている各種ピーニングによる圧縮残留応力の維持に関するものである。第3回(2009.10)プロアクティブ専門委員会においてAlan Turnbull (HPL)からショットまたはレーザーピーニングした面の残留応力緩和の長期的な安定性およびリスクに関する分析結果の報告があった。高強度低合金鋼(XM)試験片の表面にショットピーニングで付与した圧縮応力をX線回折法及びホールドリル法で測定した結果が提示されている。弾性限を超えた単一の圧縮引張サイクルを付与した場合に、最も応力緩和が起こり、より低い応力での繰返しサイクルの効果は比較的軽微であるとしている。</p>
現状の発見	 <p>図1: 繰返し応力負荷後の残留応力⁽¹⁾</p> <p>図2: 繰返し引張応力(25%)付与後の圧縮残留応力⁽¹⁾</p> <p>図3: 繰返し引張応力付与後の圧縮残留応力⁽¹⁾</p> <p>図4: 高温繰返し加熱による残留応力対策(ショットピーニング)⁽¹⁾</p> <p>内表面</p>
参考文献	<p>① Relaxation of residual stress in shot peened steel, Alan Turnbull (第3回(2009.10)プロアクティブ専門委員会)</p> <p>② レーザピーニング施工面の圧縮残留応力に及ぼす外部応力場層の影響。(社)日本機械学会, M&Mカンファレンス・2009</p> <p>③ レーザピーニング(LP)により形成した圧縮残留応力の緩和特性評価。(社)日本機械学会, M&Mカンファレンス・2009</p> <p>④ 平成23年度、福井県における高経年化調査研究報告書、健全性有効性確認試験。(独)原子力安全基盤整備</p>
分類付けと評価	<p>(c)④: 日本原子力学会PLM標準に考慮されているが予測精度上の課題のある事象(除去法によるこの分類に該当)</p> <p>BCC発生を抑制するための残留応力改善技術(長期運転を支援するための対応技術)であり、システム安全上の重要な課題ではない。</p> <p>(引張応力に移行するという報告はない)</p>
コメント	<p>第3回(2009.10)プロアクティブ専門委員会においてAlan Turnbull氏(HPL)から報告された内容は、次の特徴がある。</p> <p>(1) 引張強さが1930MPa(0.2%耐力が1780MPa)の航空機産業等で使用される高強度低合金鋼であり、ショットピーニングによる圧縮応力深さは200µmと比較的浅い。</p> <p>(2) 耐力の20%程度の繰返し応力を与えると緩和が著しい。(圧縮応力場は維持される)</p> <p>国内研究成果を補足説明資料に纏めるが、以下の技術的内容/見解である。</p> <p>(a) 国内で開発されたピーニング技術には、ショットピーニング、レーザーピーニング、ショットジェットピーニング、超音波ショットピーニング技術等があるが、何れの方法も弾性試験あるいは疲労により、圧縮応力場が長期運転により維持されることを確認している。(例えば、40年運転を想定した超転停止による応力変動、熱サイクル食前試験等)</p> <p>(b) 設計時に0.2%耐力以上の負荷を受ける設計は行っていない。(炉内構造物等)</p> <p>(c) ピーニング技術ではないが、配管溶接部に印刷を施した部位の204℃、10万時間以上の長期運転を行った後でも圧縮応力場が形成されていることから、脆性変形を伴った残留応力改善技術は、応力緩和は起こるものの、圧縮応力場は維持されるものと考えられる。</p> <p>(d) 40年目の高経年化技術評価においては、60年の供用を仮定した評価が行われているが留意する必要がある。</p>

表 2.3.2-5(26) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

劣化事象	7.8 応力腐食割れ発生における酸化局在化劣化事象
基本劣化メカニズム	7.応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル-合金とそれらの溶接金属
劣化事象の説明	<p>本劣化事象は庄子(東北大学)から提議されているもので応力腐食割れ発生の前駆段階に酸化局在化による劣化があるとするものである。下図にその概念図を示す。高温酸化においては、すでに原理が示されている。耐熱合金等において、一旦酸化が進行し、酸化物/合金界面にうねりが生じた場合、より合金側で形成された酸化物に対して離れた位置にある酸化物は皮膜を構成する合金元素の拡散距離が長くなるため、酸化速度が抑制され、よりうねりが発達するとされている。その結果、先端では酸化の局在化に伴って酸化先端に応力/ひずみが集中することにより応力腐食割れ発生に至るとする。</p>
現状の知見	
参考文献	<p>Yoichi Takeda, Takayuki Sato, Dabuke Yamauchi, Tetsuo Shoji, Akio Ohji, "NON-LINEAR DYNAMICS OF THE MORPHOLOGY AT THE OXIDE / METAL INTERFACE OF AUSTENITIC STEELS IN SIMULATED LIGHT WATER REACTOR ENVIRONMENTS AND ITS IMPLICATIONS FOR SCC INITIATION", Proceedings of the 15th International Conference on ENVIRONMENTAL DEGRADATION of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, August 7-11, 2011, Colorado Springs, Colorado, Paper No. 45727, in CD-ROM</p>
分類付けと根拠	<p>(c)-2 劣化事象自体は日本原子力学会PLM標準に考慮されているが、劣化事象の評価の中で考慮されていない影響因子 応力腐食割れは日本原子力学会 PLM 標準において経年劣化メカニズムまとの表に基づく経年劣化管理の対象であるが酸化の局在化事象による応力腐食割れ発生は考慮されていないこの理由により劣化事象自体は日本原子力学会PLM標準に考慮されているが、劣化事象の評価の中で考慮されていない影響因子に分類した。</p>
コメント	

表 2.3.2-5(27) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

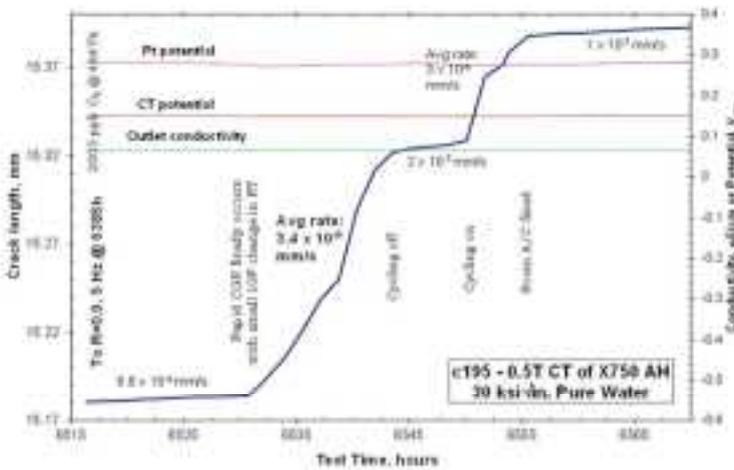
劣化事象	7.9 高応力比の繰り返し負荷におけるき裂進展速度変化 ¹⁾
基本劣化メカニズム	7. 応力腐食割れ
対象となる材料	ステンレス鋼、Ni合金
劣化事象の説明	高応力比での繰り返し負荷条件の高温水中き裂進展試験において、急激なき裂進展速度変化が観察されている。 き裂先端における酸化物性状が変化してき裂開口状態が変化し、き裂進展速度へ影響した可能性。
現状の知見	<p>高応力比(R>~0.7)の繰り返し負荷条件での高温水中き裂進展試験において、試験条件の僅かな変化に起因すると考えられるき裂進展速度の大きな変化が観察されている¹⁾。(図1)</p>  <p>図1 X-750の288℃水中き裂進展 試験条件: 288℃純水中、0.510T、30ksi^{1/2}inch、R=0.9、5Hz</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 応力の僅かな変化(+5%)をきっかけに、き裂進展速度が約増加 (6830h付近) (0.6×10^{-8} mm/s \rightarrow 3.4×10^{-8} mm/s) ・ 繰り返し負荷のまま空調を停止すると、き裂進展速度が低下。(6855h付近) ・ 空調制御の僅かな温度変動がどのように影響したのか定かではないが、き裂先端近傍において、何らかの要因で酸化物の性状が変化し、き裂開口の状況が変化した可能性が指摘されている。
参考文献	1) P.L. Andresen, 第2回(2008.10)プロアクティブ専門家会議
分類付けと相違	この劣化を加速する可能性のある機構等の研究開発課題 実験データの再現性は十分ではなく、変化要因も推察の段階であることから、機構等の研究開発課題に分類した。
コメント	原子力学会PLM標準として考慮する必要のある劣化事象であるかを判断するためには、知見の補充が必要である。

表 2.3.2-5(28) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

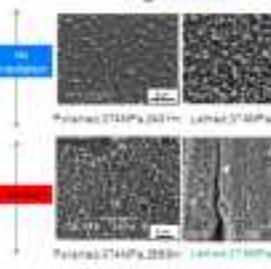
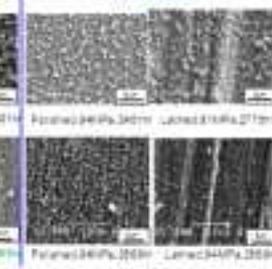
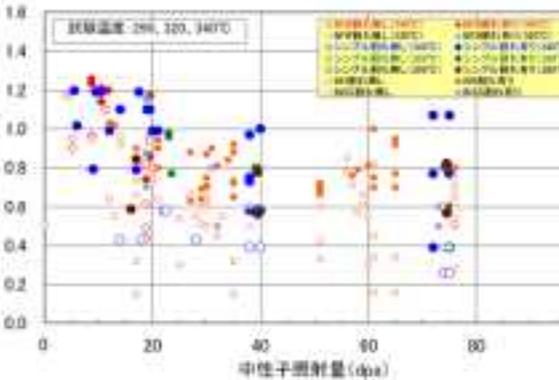
劣化事象	710 照射、表面研削及び表面残留応力による応力腐食割れ発生促進
基本劣化メカニズム	? 応力腐食割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基合金とそれらの溶接金属
劣化事象の説明	<p>本劣化事象は第 5 回(2011.2.26)のボロタイプ専門委員会において竹田(東北大学)から照射条件下におけるオーステナイト合金の酸化特性に関するバルブ試験で進行中の実験結果が報告されたことによる追加である。ここでは、照射、表面研削及び表面残留応力により高温水中で応力腐食割れ発生が促進されることが示唆された。供試材は 316 および 316LN ステンレス鋼と 600 合金である。試験片は厚さ 1mm の長方形の平滑試験片、ノッチをつけた試験片、またはノッチのある引張試験片の形で試験槽に挿入された。最大 2271 時間までの試験期間中に蓄積された中性子フルエンスの範囲は 3.3×10^{20} から 3×10^{22} n/cm² (E>1MeV) である。その結果、下記に示されるように照射を受けた溶接加工済みの試験片表面に割れが認められた。</p> <p>PWR 環境では、JAEA により、実機照射済み(10~20dpa)のトリウムフォームボルトとサンプルチューブにおける割れ発生履歴を明らかにするため、それぞれの材料から製作した試験片を用いて、定荷重 SCC 試験が行われた。その結果、応力と中性子照射量に対して割れ発生限界が存在すること、サンプル材よりも 600 の方がわずかに割れ進展が早いことが分かった。この際、サンプルチューブ材は、入手時のままの状態(500 試験)に試験している。すなわち研削等は施していない。また、表面の硬さが肉厚中央のバルク硬さよりも僅かに高いことが明らかになっている。一方で、照射試験片の表面状態においては、肉厚中央とそれほど大きな差は認められていない。むしろに硬さをほどした照射試験片ではむしろ硬い値が高くなっている。</p>
	<p style="text-align: center;">Surface morphology (irradiation & stress effect)</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>High stress</p>  </div> <div style="text-align: center;"> <p>Low stress</p>  </div> </div> <p style="text-align: center;"> • Crack initiation on the specimens exposed under high stress in irradiation condition (after long-term surface) • No clear effect of the stress on surface morphology in non-irradiated specimens </p> <div style="text-align: center;">  <p style="text-align: center;">参考情報: JN 社試験ではサンプルチューブの内外面をわざわざ研磨している。</p> </div>
参考文献	<p>T1) Y. Takada et al. "Effect of irradiation on the oxidation characteristics of stainless steels in simulated BWR environment", Proactive Material Degradation Management Experts' Panel Meeting of NISA Project 21 平成15年度照射促進応力腐食割れ(JASCO)評価検討に関する報告書、平成20年7月、独立行政法人原子力安全基盤機構、CG 基研報-0008</p>
当該付けと指摘	<p>①日本原子力学会PJM標準に規定されている劣化事象が概念的に留意した場合の劣化加速の可能性 応力腐食割れは日本原子力学会 P.M. 標準において経年劣化メカニズムと関連に基づき(経年劣化管理)の対策であるが上記の実験データに基づき、照射、表面研削及び表面残留応力による劣化の可能性が示唆されていることから</p> <p>②日本原子力学会PJM標準に規定されている劣化事象が概念的に留意した場合の劣化加速の可能性に分類した。</p>
コメント	

表 2.3.2-5(29) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

劣化事象	7.11 熱時効による応力高減割れ進展の促進
基本劣化メカニズム	応力高減割れ
対象となる材料	オーステナイト系ステンレス鋼類とその溶接金属
劣化事象の説明	<p>ステンレス鋼類やオーステナイト系ステンレス鋼の溶接金属はオーステナイトとフェライトの2相で構成されており、BWR冷却水環境、PWR1次系冷却水環境中で優れた耐SOD性を示す。一方、これらの母相と溶接金属は、熱時効によりフェライト相の粗分離(スピノーダル分解)やB相の析出によりフェライト相が硬化することが知られている。一般にSOD感受性は硬度の増加と共に増加することが知られており、熱時効により硬化したこれらの材料でSOD感受性が増加する可能性が考えられる。ニッケル-基合金および炭素鋼については熱時効によるSODの促進に関する知見は得られていない。</p> <p>また、実機においても熱時効によるSODの促進に起因するSOD損傷はこれまで報告されていない。</p>
代表的な図表	<p>山田らは、SOS13AおよびSOS14Aに対して400°Cで最大4000時間までの熱時効を施し、320°C、PWR1次系冷却水環境中のSOD進展特性に及ぼす熱時効の影響を調べ以下の結果を得た⁽¹⁾。その結果、PWR1次系環境中では、SOS13AおよびSOS14AのSOD進展特性に及ぼす熱時効の影響は認められなかった(図1)。一方、酸素富化条件(8ppm DO)では、4000時間の熱時効を施した材料のSOD進展速度は、1000時間時効材および未時効材のそれよりも大きな値を示し、酸素富化条件下では熱時効がSOD進展特性に影響を与える可能性が示唆された。</p> <p>Lucasらは、316Lステンレス鋼溶接金属の経年特性とSOD特性に及ぼす熱時効の影響について調べ、SODに関して以下の結果を得た⁽²⁾。</p> <p>280°C、300ppm DO の高温純水中におけるSOD進展試験において、熱時効を施した材料の方が、未時効材よりも大きなSOD進展速度を示した(図2)。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="443 891 845 1272"> <p>図1 ステンレス鋼類のSOD進展速度に及ぼす熱時効の影響⁽¹⁾</p> </div> <div data-bbox="853 891 1345 1272"> <p>図2 ステンレス鋼溶接金属のSOD進展速度に及ぼす熱時効の影響⁽²⁾</p> </div> </div>
参考文献	<p>(1) 山田 卓陽, 寺地 巧, 宮本 友樹, 有岡 孝司, Journal of the Institute of Nuclear Safety System, 2011, Vol.118, 158-169</p> <p>(2) T. Lucas, R. G. Ballinger, H. Hanninen, T. Saukkoenen, 15th International Conference on Environmental Degradation, TMS, 2011</p>
分類付けと根拠	<p>① 日本原子力学会FLM標準に考慮されている劣化事象が複合的に重畳した場合の劣化加速の可能性</p> <p>原子力学会FLM標準には劣化事象としてSODが位置づけられているが、熱時効との重畳に関する具体的な評価手法が規定されていない。酸素を含む冷却水環境中においては、熱時効によるSODの促進の可能性を示唆するデータが得られていることから、複合的な劣化の可能性が否定できないと判断した。</p>
コメント	<p>PWR1次系水質条件においては、熱時効との重畳効果によるSODの加速を考慮する必要がないことが実験結果により示されており、FLM標準に反映する必要はないと考えられる。一方、BWR環境中においては、熱時効との重畳効果によるSODの加速を示唆する実験データも得られているが、実機における発見の可能性を判断できるだけの知見は得られていない。BWR環境中でのデータを拡充し、実機条件において熱時効がSODを促進する可能性がある場合には、FLM標準への取り込みの必要性について検討する。</p>

表 2.3.2-5(30) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

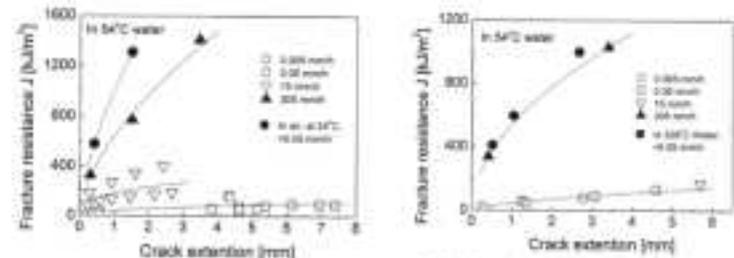
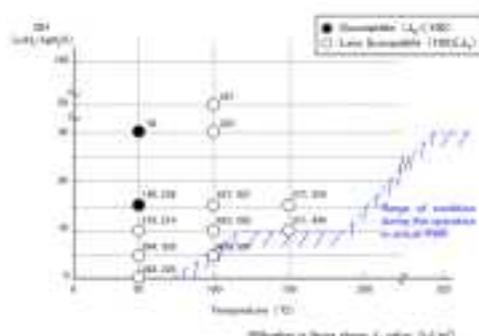
劣化事象	a) 低温き裂進展
基本劣化メカニズム	B 破壊
対象となる材料	低合金鋼, オーステナイトステンレス鋼, ニッケル基合金と溶接金属
劣化事象の説明	本劣化事象はPWR一次系循環水中でかつ64℃という低温においてAlloy690合金のJ-Rき裂進展抵抗曲線が著しく低下する現象である。低温水中におけるTT690合金のJ-Rき裂進展抵抗曲線の低下メカニズムに関して庄子は水素によって助長された粒界型脆脆め裂割れによりき裂が進展したものであり、材料本来の破壊靱性が低下する現象ではないと結論している。
現状の知見	 <p>Fig. 1-6 J-R curves for Alloy 690 in water at 64°C and in air at 147°C (24)</p> <p>Mills, W.J., Brown, C.M., Fracture Toughness of Alloy 690 and EN52H Weld in Air and Water, Metall. Mater. Trans. A, Vol.32A, No.5 (2001), pp.1161-1174</p> <p>Fig. 1-7 J-R curves for Alloy 690 in water at 147°C and at 197°C (24)</p> <p>Brown, C.M., Mills, W.J., Fracture Toughness of Alloy 690 and EN52H Weld in Air and Water, Metall. Mater. Trans. A, Vol.33A, No.6 (2002), pp.1725-1735</p>
参考文献	<p>Trans. A, Vol.32A, No.5, 2001</p> <p>• Brown, C.M., Mills, W.J., "Fracture Toughness of Alloy 690 and EN52H Weld in Air and Water," Metall. Mater. Trans. A, Vol.33A, No.6, 2002</p> <p>• Tetsuo Shoji, et al., "Mechanistic Understanding of Low Temperature Crack Propagation for Alloy 690 in Hydrogenated Water," 13th Int. Symp. Environ. Degradation of Materials Nuclear Power Systems-Water Reactors, CNRS, 2007.</p> <p>• Sakima, K., et al., "Research and evaluation of Low Temperature Crack Propagation of Ni base Alloys in actual plants," 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, 2011.</p>
分類付けと根拠	<p>(a) 原子カプメントで発生が想定されていないため日本原子力学会PLM標準に考慮されていない劣化事象</p> <p>実験室的に破壊力学試験片において観察されている現象でこれが実機構造物において生じ得る現象であるかは現時点ではPLM標準に考慮されていない。</p>
コメント	<p>Sakima, K., et alによる検討の結果、実機のOH濃度と温度の関係と、152溶池の低温割れ感受性を併せて評価した結果、実機運転環境では低温割れ感受性の顕著な温度-OHの組合せにはならず、低温割れは問題にならないと評価された。</p>  <p>Fig. 8 LTCP Susceptibility Map for Alloy 690 weld metal</p>

表 2.3.2-5(31) 潜在劣化事象 1 件 1 葉

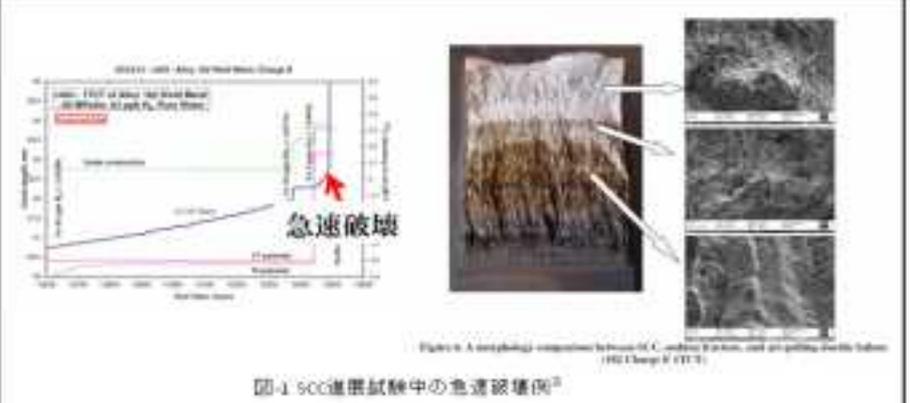
劣化事象	8.2 環境中急速破壊
基本劣化メカニズム	破壊
対象となる材料	低合金鋼、オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基合金と溶接金属
劣化事象の説明	高温高圧純水中におけるCT試験片を用いたき裂進展試験において長時間試験中に試験片が急速に破壊する現象(Sudden fractureあるいはRapid fracture)が報告されている ¹⁾²⁾ 。
	<p>急速破壊は図-1に示すように高温水中においてCT試験片を用いたSOCき裂進展試験中に生じた現象であり、この現象を対象とした研究例はない。</p> <p>GE社において過去20年間にわたり実施された数百のCT試験中20例ほどが急速破壊したと報告されている。オーステナイト系ステンレス鋼(冷間加工材)、ニッケル基合金溶接金属、最近では XM-19、低合金鋼においても観察されている。いずれも長時間のSOCき裂進展試験中に突然急速に破断している。GEは、以下のような幾つかの共通事項があると報告している。</p> <p>(a) 全ての場合において、破壊時のK値は大気中でこれらの材料に予期されるK値よりもかなり低い値である。</p> <p>(b) 急速破壊は10~1000倍といったき裂進展速度の増加ではなくもっと速い現象である。</p> <p>(c) SOC進展速度の増加が急速破壊の開始前もしくは観察される。</p> <p>(d) ほとんどの場合において、水素注入環境下における長時間浸漬が急速破壊に先行していた。全ての場合において、試験片は材料中の水素が平衡状態に達するに十分な時間環境中に浸漬されていた。</p> <p>(e) 水素添加水中でのJ-R試験においては、急速破壊は観察されなかった。</p> <p>破面SEM観察の結果、環境中急速破壊面及び大気中疲労破断面ともに延性破面を呈するが、大気中破面の方が環境中急速破壊面よりもより延性デンプル密度が高い。</p> <p>現時点で急速破壊は現象的に金属中に水素原子があらかじめ分布する水素誘起割れメカニズム(水素脆化による脆性破壊か)と一致するとの考えが強調されているが、一方で急速破壊は常に環境中で起こることから環境中の水素がキー要因である、とも指摘されており、金属中の水素に起因する水素誘起割れメカニズムでは単純に説明できない現象であり、本事象の原因は明確になっていない。</p>
現状の知見	<p>一方で、文献2)では触れられていないが、材料が急速に破壊する現象に塑性不安定破壊がある。急速破壊を生じた試験片に対して、塑性崩壊評価を行うと、ほとんどの試験片に対して塑性崩壊条件を超えており、これらの試験片は、CT試験片のリガメント部が少なく、塑性不安定条件を超えて一気に破断する現象であることが認識されつつある。但し、一部の試験片では塑性崩壊条件に満たない条件でも破断しており、これらに関しては、実験上の問題(失敗)なのか、試験材料そのものに欠陥がありもとの材料の破壊靱性値が低かったのか、環境の影響があって急速破断をしたのかは明確にはなっていない。</p>
	 <p>図-1 SCC進展試験中の急速破壊例²⁾</p>
参考文献	<p>1) P. L. Andresen, Emerging Issues and Fundamental Processes in Environmental Cracking in Hot Water, Corrosion JI, Vol.64, No.5, 2008, 439 - 464</p> <p>2) Xiaoyuan Lou, Peter L. Andresen and Tiengao Lian, INVESTIGATION OF RAPID FRACTURE PHENOMENON IN HIGH TEMPERATURE WATER, C2012-0001196, NACE CORROSION 2012</p>
分類付けと措置	<p>劣化を加速する可能性のある機構等の研究開発課題</p> <p>環境中急速破壊が起き得るかの実験室的エビデンスは少なく今後の研究課題と考えられる。従って、本劣化事象については機構等の研究開発課題に分類した。</p>
コメント	<p>本事象の報告はほとんどが塑性崩壊であり、環境の影響で破壊靱性が低下している明確なエビデンスもないことから、現時点で日本原子力学会PLM標準への取り込みの必要はない。</p> <p>現時点では、本事象を否定する明確な論文がないが、少なくとも、関係者間では、本事象は塑性崩壊であるという認識が共有されていると考えられる。</p>

表 2.3.2-6(1) 潜在劣化事象の分類別まとめとそれぞれの潜在劣化事象が想定される代表的機器

分類	プロアクティブ専門家会議で 提起された経年劣化事象	基本劣化 メカニズム	材料	経年劣化事象が想定される 代表的機器	
				炉内物	炉外物
(a) 日本原子力学会(IAE)標準で 評価が要求されていない 劣化事象	1) 長期間オーバリングによる時効酸化	1 時効劣化	ニッケルを含む ニッケル基合金(スチール 及び合金鋼)	—	炉子炉内力管部、 炉内物、 炉外物
	2) 乾潤き促進	1 腐蝕	ニッケル基合金と 炭素鋼	炉子炉内力管部 シールドヘッド	炉子炉内力管部
(b) 日本原子力学会(IAE)標準に 考慮されている劣化事象が、 総合的に考慮した場合の 劣化加速の可能性	1) 照射劣化の促進による時効酸化の 促進	1 照射劣化 1 照射劣化の 複合作用	オーステナイト系ステン レス鋼、オーステナイト系 合金鋼	炉内物	炉内物
	2) 照射、表面割れ及び表面欠陥 応力による応力腐食割れ発生 の促進	1 応力腐食割れ	オーステナイト系ステン レス鋼、ニッケル基合金と それらの炭素鋼	炉内物	—
	3) 照射による応力腐食割れ 促進の促進	1 照射劣化 1 応力腐食割れの 複合作用	オーステナイト系ステン レス鋼とその他の炭素鋼	炉子炉内力管部、配 管、炉 内物	炉子炉内物、配管、 炉内物
	4) 合金鋼の焼き戻し脆性	1 照射劣化 1 応力腐食割れの 複合作用	炭素鋼	炉子炉内力管部	炉子炉内力管部
(c) 日本原子力学会(IAE)標準 に考慮されているが予測精度上 の課題のある劣化事象	1) 過剰水素下における成分変化 の低下	1 脆劣	炭素鋼	配管	—
	2) 過剰水素下における成分変化 の低下		オーステナイト系ステン レス鋼	炉子炉内力管部、配 管	1 炭素鋼 炉内物
	3) (1) 経年劣化の低下	1 照射劣化	炭素鋼、オーステナイト 系ステンレス鋼	炉子炉内力管部、 炉内物	炉子炉内力管部、 炉内物
	4) 照射下クリープ	1 クリープ	オーステナイト系ステン レス鋼、ニッケル基合金	—	炉内物
	5) (1) 異材継ぎ手部の応力腐食 割れ	1 応力腐食割れ	オーステナイト系ステン レス鋼、ニッケル基合金と 炭素鋼継ぎ手部	炉子炉内力管部	炉子炉内力管部、 配管、 炉内物
(c) 劣化事象自体は日本原子 力学会(IAE)標準に考慮されて いるが、劣化事象の評価の中で考 慮されていない影響因子	6) 溶接加工(機械加工含む)に よる応力腐食割れの促進	1 応力腐食割れ	オーステナイト系ステン レス鋼、ニッケル基合金と それらの炭素鋼	炉子炉内力管部、 炉子炉内力管部、配 管、炉内物	炉子炉内力管部、 配管、 炉内物
	7) ヒートシールドによる圧縮残余応力の 影響	1 応力腐食割れ	オーステナイト系ステン レス鋼、ニッケル基合金と それらの炭素鋼	炉内物	炉子炉内力管部、 配管、 炉内物
	8) 動的ひずみ時効による応力腐食割 れの促進	1 応力腐食割れ	炭素鋼、炭素鋼	炉子炉内力管部、配 管	—
	9) ひずみ履歴による応力腐食割れ の促進		オーステナイト系ステン レス鋼、ニッケル基合金と それらの炭素鋼	炉子炉内力管部、 炉内物	炉子炉内力管部
4) 照射下応力緩和	オーステナイト系ステン レス鋼		炉内物	炉内物	

表 2.3.2-6 (2) 潜在劣化事象の分類別まとめとそれぞれの潜在劣化事象が想定される代表的機器

分類	プロアクティブ専門家会議で 提起された経年劣化事象	基本劣化 メカニズム	材料	経年劣化事象が想定される 代表的機器	
				BWR	FWC
①劣化を加速する可能性のある機構論等の研究開発課題	1.3(1)(2) 運転温度下における長時間的 弛緩化	1 弛緩効果	炭素鋼、低合金鋼、 オーステナイト系ステンレ ス鋼、マルテンサイト系 ステンレス鋼	-	-
	5.4 超導磁(スーパーマグネット) 電 流と水素の作用による物質弛緩 加速 と組織変化の促進による 経年劣 化	3 腐食及び 水素脆化	オーステナイト系ステンレ ス鋼、ニッケル基合金	-	-
	3.2 水素による照射脆化の促進	3 照射劣化	低合金鋼、オーステナイト 系ステンレス鋼、マルテン サイト系ステンレス鋼、 ニッケル基合金	-	-
	3.3 中性子照射後のロープ相変態に よる脆化	3 照射劣化	オーステナイト系ステンレ ス鋼	-	-
	6.1 要素の相変態による生成要素に よる照射誘起脆化	6 照射誘起脆力 腐食割れ	オーステナイト系ステンレ ス鋼	-	-
	6.2 要素の相変態による生成要素によ る腐食並びに応力腐食割れの加速	6 照射誘起脆力 腐食割れ	オーステナイト系ステンレ ス鋼	-	-
	6.3 相変態への作用による応力腐食 割 れの加速	6 照射誘起脆力 腐食割れ	オーステナイト系ステンレ ス鋼	-	-
	7.4 脆化及び腐食電位の過渡的変化に よる応力腐食割れの促進	7 応力腐食割れ	オーステナイト系ステンレ ス鋼、ニッケル基合金と それらの溶接金属	-	-
	7.6 水素加速脆化現象に起因する 腐 食並びに応力腐食割れの加速	7 応力腐食割れ	オーステナイト系ステンレ ス鋼、ニッケル基合金と それらの溶接金属	-	-
	7.7 高応力長の繰り返し荷重にけるき び進展速度変化	7 応力腐食割れ	オーステナイト系ステンレ ス鋼、ニッケル基合金と それらの溶接金属	-	-
	7.11 熱疲労による応力腐食割れ進展の 促進	7 応力腐食割れ	低合金鋼 炭素鋼	-	-
8.2 蠕縮中急速蠕縮	8 蠕縮	低合金鋼、オーステナイト 系ステンレス鋼、ニッケル 基合金と溶接金属	-	-	
②日本原子力学会のJIS標準に 考慮されておらずプロアクティブ材 料劣化評価の対象外と考えられ る劣化事象	1.3.6 プロアクティブ照射による照射脆化	1 照射脆化	オーステナイト系ステンレ ス鋼、オーステナイト 系溶接金属	-	-
	5.1 全面腐食	3 腐食及び 水素脆化	炭素鋼、低合金鋼、 オーステナイト系ステンレ ス鋼、マルテンサイト系ス テンレス鋼、ニッケル基合 金	-	-
	5.2 水素脆化		高炭力鋼	-	-
	7.3 FWC における応力腐食割れ	7 応力腐食割れ	ニッケル基合金	-	-
劣化材料(覆り材)を用いた機器に於いて成果が期待されるテーマ					
劣化材料(覆り材)を用いた機器に於いて成果が期待されるテーマ					
劣化材料(覆り材)を用いた機器に於いて成果が期待されるテーマ					

(b) 情報の共有化の促進

a) Proactive Material Degradation Management (PMDM) and Long Term Operation (LTO) に関する国際シンポジウムの開催

PMDM 及び LTO に関する国際シンポジウムを H25 年 10 月 24 日 (木) -25 日 (金) の 2 日間にわたり東京カンファレンスにて開催した。図 2.3.2-13 は会議の様子を示す。各国における PMDM 及び LTO に関する情報の共有を図った。参加者はおよそ 50 名であった。米国、韓国、フランス、英国、中国、インドの PMDM/LTO に関する活動が紹介され情報の共有化が図れた。また潜在事象抽出手法に関して非専門家と専門家間、見解の異なる専門家間のコミュニケーションの重要性が指摘された。



図 2.3.2-13 PMDM 及び LTO に関する国際シンポジウムの状況

b) プラント経年劣化に対する規制に関する調査 (Karen Gott)

a) プラントの経年劣化とは

原子力発電所は他のすべての生産設備がそうであるように経年変化の影響を受ける。この観点で通常経年劣化はプラントの深層的な防壁や防御を形成する、しばしば SSC と表現される、構造 (Structures)、システム (Systems)、構成部品 (Components) の劣化を意味する。しかしながら、劣化するのはプラントの設計に基づく規制、規則、基準など無機物なものだけでなく人員、組織も劣化するという事に注目することは重要である。原子力を持つ

ほとんどの国では産業が成熟したように老朽化するプラントの概念にもそのときがきていて、実際にプラントはその発想時点から劣化し始める。したがって、ライセンサーはプラントの安全性を確保・維持するためにタイムリーな方法で緩和措置を実行することが重要である。そのような緩和措置は、検査、モニタリング、メンテナンス、修理、部品交換をはじめ必要なシステムと構造の交換やアップグレードを含む。

材料の経年劣化は、長期の運用で材料の特性が継続的に劣化し部品の状態に変化が起きることを意味する。その結果として防壁の劣化、冗長性の縮小および共通原因故障（CCF：common cause failure）による危険に直面する。この劣化はしばしば通常運転の間に気付かれずに生じる。金属材料だけでなくコンクリートや電気ケーブルも影響を受ける。また、いくつかの劣化メカニズムが同時に活発になる可能性も忘れてはならない。旧式であることは、構造、システム、構成部品が現在の知識、標準、技術と比較して古臭くなることを意味するので劣化とは別の問題である。

b) 経年劣化の基本概念と旧式化

原子力発電所は40年間の運用を前提に設計された。近年、経年劣化に対処する適切な処置が講じられればこの期間をはるかに超えてプラントの寿命を延長させることが技術的に実現可能であると広く理解されている。この延長は、通常、長期運用（LTO：Long Term Operation）と呼ばれ、必要な対策はプラント寿命管理（PLM：Plant Life Management）と呼ばれている。運用期間全体にわたるプラントの安全性および技術的な状態を確保するためにライセンサーは経年劣化管理プログラム（AMP：Ageing Management Programmes）を確立することが規則で義務付けられている。

旧式化に対処することができるようにするために知識を連続的に更新しその適用を改善することが必要である。基準、規則、技術についての知識が更新されない場合、安全性を高める機会を逃し、長期運用能力を低下させることにつながる。また、これは設計の弱点が対処されず、深層的防御の低下あるいは頻繁な炉心損傷を意味する場合もある。管理者は現在の基準を使用してプラントを系統的に再評価するようしなければならない。

技術もまた古臭くなり、スペアの部品、技術サポート、サプライヤー、産業能力を得ることも難しくなる。これは次に故障率の増加と信頼性の低下だけでなく安全性とプラントのパフォーマンスの低下に結び付くだろう。これは有用な耐用年数の識別、旧式になる時期の予想、耐用年数間を補うスペア部品の用意を通して管理できる。それにはサプライヤーと長期契約を結ぶことあるいは同等の交換部品を開発することが必要となる。

国際原子力機関（IAEA）は、経年劣化とその管理、それが原子力発電の安全性に与える影響を書類にまとめる上で中心的な役割を果たしている。基本概念は1990年に原子力発電所の経年劣化に関する安全性¹と題した文書の中で最初に示された。その後まもなく1991

¹ Safety Aspects of Nuclear Power Plant Ageing. IAEA series No. TECDOC-540. 1990

年と 1992 年に IAEA は経年劣化管理方法²とデータ収集・記録管理³を記述した書類を発表した。また、1990 年の終わりに経年劣化管理プログラムの導入と監督⁴に関する書類が発表された。1992 年以来、多くの特定の諮問機関文書が様々な構成部品と安全性の関連及びなぜ経年劣化管理プログラムにそれらを含める必要があるかの理由を含めて発表された。どの劣化メカニズムが生じると予想することができ、どのようにそれらを検知し管理するかが記述された。2009 年にはこれらの文書の集約的経験が IAEA 安全指針の出版で要約された。それらの様々な文書の構成や状況について次項で詳しく述べる。

c) IAEA 安全基準シリーズ

国際原子力機関 (IAEA) は電離放射線から防御する安全基準を確立し核の平和利用のためにこれらの基準を適用することを IAEA 憲章第 III 条の条項で承認されている。これらの基準は締約国にとって法律上拘束力はない。しかし少なくともある程度まで商用原子力プログラムを有するすべての国はこれに従うものとされている。

トップレベルの文書は IAEA 基本安全原則 (Fundamental Safety Principles)⁵ と呼ばれる図書であり、OECD 原子力機関と EURATOM を含む多くの国際組織と共同策定された一連の文書により詳細に明記されている。これらのドキュメントは平和目的のための核エネルギー開発・適用に関する基本目的、概念、安全性と防護の原則を示す。それらは異なる国際的な合意事項を扱う 13 の安全基準における一般的な安全要件 (General Safety Requirements) と個別の安全要件 (Specific Safety Requirements) の 2 つに大別される。一般的な安全要件は 7 巻から成り以下の項目を対象としている: 政府・法制・規制枠組み⁶、リーダーシップと管理⁷、被曝管理と放射線源の安全性⁸、設備と活動の安全評価⁹、放射性廃棄物の管理¹⁰、活動の廃止措置と終了¹¹、緊急事態への備えと応急処置¹²。個別の安全要

² Data Collection and Record Keeping for the Management of Nuclear Power Plant Ageing. IAEA Safety Series No. 50-P-3. 1991

³ Methodology for Ageing Management of Nuclear Power Plant Components Important to Safety. IAEA Technical Report Series No. 338. 1992

⁴ Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programme. IAEA Safety Report Series No. 15. 1999

⁵ Fundamental Safety Principles. IAEA Series No. SF-1. 2006

⁶ Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety General Safety Requirements Part 1. IAEA General Safety Requirements: Series No. GSR-Part 1. 2010

⁷ The Management System for Facilities and Activities Safety Requirements. IAEA General Safety Requirements: Series No. GS-R-3. 2006

⁸ Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards - Interim Edition General Safety Requirements Part 3. IAEA General Safety Requirements :Series No. GSR- Part 3 (Interim). 2011

⁹ Safety Assessment for Facilities and Activities General Safety Requirements Part 4. IAEA General Safety Requirements: Series No. GSR-Part 4. 2009

¹⁰ Predisposal Management of Radioactive Waste General Safety Requirements Part 5. IAEA General Safety Requirements :Series No. GSR- Part 5. 2009

¹¹ Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material Safety Requirements. IAEA General Safety Requirements: Series No. WS-R-5. 2006

件は申請に関する 6 つの要素に分類して公表されている：サイト評価¹³、原子力発電所の設計と構築¹⁴およびそれらの試運転と運用¹⁵、研究炉の安全性¹⁶、核燃料サイクル設備の安全性¹⁷、放射性廃棄物の処分¹⁸、放射性物質の輸送¹⁹。これらのドキュメントはいくつかの言語で出版されている。

IAEA 安全ガイドは安全要件の準拠方法について助言と指針を提供する第3レベルのドキュメントである。「するものとする(shall)」という表現は推奨される手段を取る、あるいは同等の代替規則に従うことが必要であることを意味する。「するべきである(should)」という表現は望ましい推薦の選択肢であることを意味する。安全ガイドは国際合意がある領域を示す。安全ガイドは包括的なプロセスを経て IAEA 安全基準委員会によって支持される。IAEA 事務局は最初に作業を概説・計画し、その後それは安全基準委員会によって調査される。コンサルタントと共に事務局は新しい安全基準あるいは既存の基準の修正を起草する。この原案は委員会と締約国によって調査される。その際の評価は必要に応じて事務局とコンサルタントがコメントを添えて繰り返し見直すプロセスを経る。この作業が完成したとき委員会は最終草案の認可を受けるために提出する。経年劣化管理に関する要素で安全ガイドを取り扱った一例として次の項目がある：原子力発電所の経年劣化管理²⁰、原子力発電所におけるメンテナンス、監視、稼働中の検査²¹。また、原子力発電所の水化学計画をカバーする個別の安全ガイド (Specific Safety Guides) ²²と呼ばれる一連の出版物もある。

ドキュメントの次のレベルは安全に関する報告 (Safety Reports Series) であり、それは実例を提供し安全基準の支援に利用できる詳細な方法を掲載している。これらのドキュメントは、締約国を代表する様々な専門家 (規制当局、ライセンシー、研究者) によって執筆されている。事務局はほとんどの場合これらの取り組みを組織として支援している。このシリーズに含まれるタイトルの一例として次のものがある：原子力発電所の経年劣化管理プログラムの導入と検証 (Implementation and review of a nuclear power plant ageing

¹² Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency Safety Requirements. IAEA General Safety Requirements: Series No. GS-R-2. 2002

¹³ Site Evaluation for Nuclear Installations. IAEA Specific Safety Requirements: Series No. NS-R-3. 2003

¹⁴ Safety of Nuclear Power Plants - Design and Construction. IAEA Specific Safety Requirements: Series No. SSR-2/1. 2012

¹⁵ Safety of Nuclear Power Plants -Commissioning and Operation. IAEA Specific Safety Requirements: Series No. SSR-2/2. 2011

¹⁶ Safety of Research Reactors. IAEA Specific Safety Requirements: Series No. NS-R-4. 2005

¹⁷ Safety of nuclear fuel cycle facilities IAEA Specific Safety Requirements: Series No. NS-R-5. 2008

¹⁸ Disposal of radioactive waste. IAEA Specific Safety Requirements: Series No. SSR-5. 2011

¹⁹ Regulations for the Safe transport of radioactive material. IAEA Specific Safety Requirements: Series No. SSR-6. 2012

²⁰ Ageing Management for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Guide Series No. NS-G-2.12. 2009

²¹ Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants. . IAEA Safety Guide Series No. NS-G-2.6. 2002

²² Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants. IAEA Specific Safety Guide Series No. SSG-13. 2011

management programme)²³、原子力発電所の安全な長期運用 (Safe long term operation of nuclear power plants)²⁴、原子力発電所のためのプロアクティブ経年劣化管理 (Proactive management of ageing for nuclear power plants)²⁵。その他の種類の分野別安全性を取り扱った出版物として、IAEA 事務局による組織的な支援を受けて締約国の専門家が準備した技術報告書もある。この種の技術報告書として次のものが含まれる：軽水炉の長期運用のためのプラント寿命管理²⁶。TECDOCS は、締約国の専門家が執筆した各論題について最新の報告を提供し、情報の更新と共に報告書も更新している。このシリーズでは、IAEA が調整した研究プロジェクトの結果も公表される。その一例は次のとおりである：原子炉圧力容器健全性評価に監視プログラム結果を適用する方法 (Application of surveillance programme results to reactor pressure vessel integrity assessment)²⁷、安全性に重要な原子力発電所の主要部品の経年劣化評価と管理：PWR 圧力容器 (Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: PWR pressure vessels)²⁸、PWR の主要な配管 (PWR primary piping)²⁹、BWR 格納容器システムの金属部品 (Metal components of BWR containment systems)³⁰、格納容器内の計測とコントロールケーブル (In-containment instrumentation and control cables)³¹、原子力産業における労働力の高齢化：次世代への知識の伝承 (The nuclear power industry's ageing workforce: Transfer of knowledge to the next generation)³²、原子力発電所における運転中検査の改良 (Improvement of in-service inspection in nuclear power plants)³³。その他の安全性に関連する報告書は、IAEA 核エネルギー・シリーズで公表される。その一例は次のとおりである：原子力発電所の原子炉圧力容器の完全性：原子炉圧力容器鉄鋼での照射脆化影響評価 (Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants: Assessment of irradiation embrittlement effects in reactor

²³ Implementation and Review of a Nuclear Power Plant Ageing Management Programme. IAEA Safety Reports Series No. 15. 1999

²⁴ Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants. IAEA Safety Reports Series No. 57. 2008

²⁵ Proactive Management of Ageing for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Reports Series No. 62. 2009

²⁶ Plant Life Management for Long Term Operation of Light Water Reactors. IAEA Technical Reports Series No. 448. 2006

²⁷ Application of Surveillance Programme Results to Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment. IAEA Series No. TECDOC-1436. 2005

²⁸ Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Pressure Vessels, Up date. IAEA Series No. TECDOC 1556. 2007

²⁹ Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR primary piping, Up date. IAEA Series No. TECDOC 1361, 2007

³⁰ Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Metal components of BWR containment systems. IAEA Series No. TECDOC 1181. 2000

³¹ Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: In-containment instrumentation and control cables. IAEA Series No. TECDOC 1188. 2000

³² The Nuclear Power Industry's Ageing Workforce: Transfer of Knowledge to the Next Generation. IAEA Series No. TECDOC 1399. 2004

³³ Improvement of In-Service Inspection in Nuclear Power Plants. IAEA Series No. TECDOC 1400. 2004

pressure vessel steels)³⁴、原子力発電所の配管システムに関する運転中のリスクインフォームド評価技術：プロセス、ステータス、問題と開発 (Risk-informed in-service inspection of piping systems of nuclear power plants: Process, status, issues and development)³⁵、軽水炉における応力腐食割れ：成功例と教訓 (Stress corrosion cracking in light water reactors: good practices and lessons learned)³⁶。

d) 経年劣化管理プロセス

経年劣化管理プログラムを効果的にするために、それは固定的なものではなく新しい情報や経験を考慮して定期的に更新することが重要である。「理解(Understand)―計画(Plan)―実行(Do)―評価(Check)―改善(Act)」という概念はどのように仕事を進めるかを的確に表現している。IAEA 経年劣化管理安全ガイドは経年劣化管理に適用されたこの概念を示す。

プロセスの第1ステップは構造、システム、構成部品の劣化についての理解でそれは効果的な経年劣化管理の鍵となる。異なる構成部品やシステムのストレッサーや運転条件と同様に特定の材料とその特性を知ることは重要である。劣化や部品の不具合の結果だけでなくどの劣化メカニズムが期待される、どこで劣化が始まり進行するかを理解することは重要である。また劣化モニタリングを支援するために条件指標を識別することも重要である。

2番目のステップは想定した劣化を最小限にするために必要な活動を調整する経年劣化管理プログラムの立案である。このステップで重要な要素は文書化と安全規準に関する規定の要件を特定することである。プログラムを構成するすべての活動は文書化され調整プロセスも記述されるべきである。経年劣化管理プログラムは現在の理解に基づいて最適化され査読を受けるべきである。

³⁴ Integrity of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants: Assessment of Irradiation Embrittlement Effects in Reactor Pressure Vessel Steels. IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.11. 2009

³⁵ Risk-Informed In-Service Inspection of Piping Systems of Nuclear Power Plants: Process, Status, Issues and Development. IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.1. 2010

³⁶ Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned. IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.13. 2011

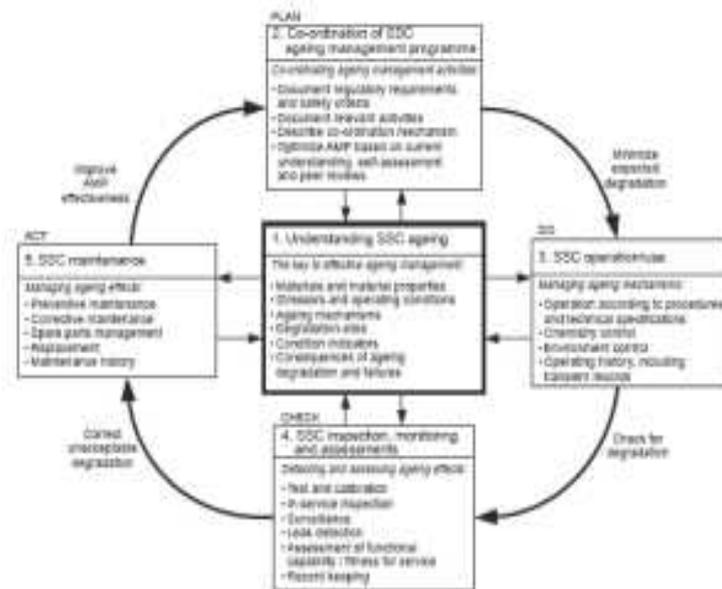


FIG. 1. A complete aging management process (AMP: aging management programs, SSC: structure of component)

経年劣化管理に適用されたプロセス

劣化をコントロールする重要因子はプラントが手順や技術的仕様に従って正確な化学・環境パラメーターとコントロールに基づいて規定された通りに運用されることである。運用歴は短期の報告も含めて、十分に証拠書類化されるべきである。これは経年劣化管理プロセスの3番目のプロセスとなる。

4番目のステップは経年劣化の影響を検出・評価するためにプログラムされる構造、システム、構成部品の状態の検査、モニタリング、評価である。このステップは構成部品のテスト・測定、稼働中の検査、監視、漏水/漏電検知を含む。また、それは稼働する際の機能、能力、適性評価を含み、特にこれらすべての活動の記録をとることが含まれている。

経年劣化管理プロセスの最後のステップは構造、システム、構成部品のメンテナンスである。劣化があまりにも広範囲になる前に対策を実行するために予防メンテナンスなどいくつかの種類メンテナンスがある。それが可能でない場合、事後保全が行われなければならない。部品は使用中だけでなく保管されているときにも劣化するのでスペア部品の交換も重要な要素である。これらを最適化するためにメンテナンス歴は記録されるべきである。

e) 経年劣化管理プログラム

全ての国は程度の差はあるが、IAEA 原子力発電所の経年劣化管理の安全ガイド[20]において IAEA により発表された推奨事項に基づいて自国の経年劣化管理プログラムを行っている。このドキュメントの経年劣化管理プログラムに基づくことで問題への長期アプローチを確保し、プラントの運用年数の全体にわたって安全域を維持する技術的根拠を得ることができる。プログラムは、構造、システム、構成部品の物理的な劣化に関するすべての要素を扱うべきである。計測・コントロールの技術的な劣化もあれば知識が改善されるとき規約や基準が近代化されプラントの安全分析レポートも更新されるので要件も劣化する。また、世代交代・文化的変化をはじめ人員や組織の劣化もある。経年劣化管理プログラムは深層的防御に重要なプラントの防壁のすべての構造、システム、構成部品を対象とすべきである。

経年劣化問題に対処する最善の方法は経年劣化管理に関する既存の活動がプラントの全体管理の一部として普段から実践され調整される系統的なプログラムを通して行うことである。したがって、経年劣化管理プログラムは関連プログラムと活動の文書化および運用経験と研究結果を組込むことにより継続的な改善を可能にする系統的な方法でこれらの異なるプログラムがどのように調整されるかを明記することである。そのようなプログラムにはメンテナンス、化学、環境条件、周期的試験、監視試験が含まれる。報告書類には頻度と対象範囲の他にどのコントロール、検査、モニタリングが必要かを含めるべきである。また、その報告文書はプラントの基礎となる安全解析の一部及び品質保証システムに含まれるべきである。許容レベルで劣化を維持するために想定しうる劣化メカニズムを理解することが必要である。すなわち劣化を最小限にすることを目指す適切な運用条件：遅れずに劣化を検出するために使用するコントロール、検査、モニタリング技術：劣化が検出された場合に十分な安全域が残されているかを決定する評価基準：部品の管理、修理、交換方法を理解する必要がある。系統的な方法で対応するために関連規則、法規、基準、運用歴、メンテナンス歴、検査プログラムの結果、総括的な運用経験と研究結果をはじめ根本的な設計原理を理解することが必要である。したがって、劣化した構造、システム、構成部品の根本的な原因解析を含めて経験から学ぶ効果的なシステムが重要となる。

IAEA によると効果的な経年劣化管理プログラムを構築するために他のすでに存在しているプログラムや活動を調整し歩調を合わせるべきである。これらのプログラムの責任は組織内のいくつかの部署に分散されているので経年劣化管理プログラムの目標が達成されることと、安全性が脅かされる前に劣化が検出され適時に管理されることを確保する調整が必要である。したがって、プログラムから得た情報と経験が考慮され他の関連プログラムに組み入れられることは重要である。また、包括的にするために経年劣化管理プログラムは世代交代も含めるべきである。

IAEA Safety Guide NS-G-2.12 「原子力発電所の経年劣化管理 (Ageing Management for Nuclear Power Plants)」の Table-2 に基づく効果的な経年劣化管理プログラムの 9 つの標準的管理項目を以下に示す。

- 経年劣化管理プログラムの対象範囲 (Scope of the ageing management programme)
- 制限と経年劣化を最小化する予防保全 (Preventative actions to minimize control and ageing degradation)
- 経年劣化影響の検査 (Detection of ageing effects)
- 経年劣化影響の傾向監視 (Monitoring and trending of ageing effects)
- 経年劣化影響の緩和 (Mitigation of ageing effects)
- 判定基準 (Acceptance criteria)
- 是正措置 (Corrective actions)
- 運転経験&研究成果の反映 (Operating experience feedback and feedback of research and development)
- 品質管理 (Quality management)

バランスのよい経年劣化管理プログラムを導入すると適時に必要な対策が講じられるので事態に驚くこともあまりなく未計画の費用が高い生産ロスを回避するといった経済的利点を得ることができる。諸外国の経験はしばしば事前警告として役立つので経験、背景知識の開発、関連分野の理解を国際的な場に参加して交換することは重要である。

経年劣化管理プログラムに関する規則の要求はプラントのライセンスに関するものもある。許可する状況は国によって異なり国の全体的な法制度とも関わる。ライセンスの更新に先立って経年劣化管理プログラムを設置しなければならない国もあれば、ライセンスとは直接関係しないが定期安全審査のプロセスに組み込まれている国もある。共通規則として供用中検査技術を資格制にすることや検査プログラムを策定するためにリスクインフォームド評価技術を用いる条件などがある。多くの国々が対処すべき 1 つの領域は、当初 40 年間の運用が想定されていたので原子炉圧力容器鋼の監視プログラムの策定である。材料特性やテスト済み試験片の再生など先進的手法を用いることも必要だが、テスト済み試験片がすでに不要物として廃棄されてしまっている場合もある。

f) 経年変化管理に関する規制の国際比較

政府と法的な枠組みの目的は国内での施設や活動を効果的に規則で取り締まることである。国の法規は憲法や法制度に従って形成されなければならない。言い換えれば、規制当局は異なる法的枠組みを持ちその中で操作する。すべての締約国は IAEA の安全指針に従わなければならないので、経年劣化管理プログラムの規則は多くの国に共通の特徴があるかもしれない。しかし、それらは細部だけでなく適用に関して異なるかもしれない。経年劣化管理に関する米国の厳格なアプローチは米国 NRC によって課せられているが、スウェーデンではそうではない等、米国とスウェーデンの比較がその一例である。そこで、規制当局はどのように規則に準拠すべきかを具体的に明言してはいけませんが、SSM による評価で

十分な安全性の維持が立証される限り代替案を許可しなければならない。この2か国では認可を出す条件が大きく異なる。米国ではライセンスは40年間の固定した持続期間があり、更新にさらに20年間そして2回目の延長は最初の更新期間の間に申請されることになっている。スウェーデンでは一旦政府が原子力発電所にライセンスを与えたならば、ライセンシーが法と規則に従いSMMがプラントの運転が安全であると評価する限りそのライセンスに時間制限はない。もちろん、両国ともライセンシーによる継続的な運転は厳格な評価と監督に従ってなされる。

ライセンスを供与する観点からプラントの設計耐用年数を超えてもなお原子力発電ユニットの運転認可を得るために利用可能な概念的アプローチが3つある。それらはSSC高経年化を上手くコントロールすることと高経年化の認識に基づく。1つは免許更新申請(LRA: license renewal application)の概念で、2つ目は定期安全審査(PSR: periodic safety review)、そして3つ目はその複合的アプローチである。米国は最初の概念を採用しているがほとんどのヨーロッパ諸国と日本はライセンスと当初の設計耐用年数を超えて運用あるいは長期運用(LTO)を続ける認可を得るためにPSRを採用している。いくつかの国(例えばスペイン、ハンガリー、韓国)では、これらの異なる2つの概念とその関連する規制アプローチは自国の要件をより良く満たすために両方のアプローチを組み合わせている。

(i) 米国

経年劣化管理プログラムは米国における免許更新で重要な部分である。現在の免許が満期になる前に20年間のライセンス更新申請は提出されなければならない。米国NRCは規則10CFR54³⁷⁾に従って安全評価を行なう。現行のライセンスプロセスが未消化のライセンス期間に安全操業を確保できるのに十分である、ということと同じ規則が経年劣化管理プログラムを追加することで延長期間にも適用できる、という原則に基づいている。時間制約を受ける経年劣化分析手順に記載されているように受動的部品(passive components)の劣化影響は特に重要視されている。また、ライセンシーが劣化現象とライセンス期間全体に亘り現象をコントロールする知識を有していることを確保することに一層の重点が置かれている。能動的部品(Active components)は免許更新手続きに含まれていないメンテナンス・プログラムの一部として規制される。

評価プロセスの一部として米国NRCは2つの検査を行なう。1つは2週間に亘り地域担当スタッフが実施する現地立ち入り検査(Regional Site Inspection)で、運転経験、管理方法(経年変化管理プログラムが経年変化共通教訓書(GALL)³⁸⁾レポートに準拠しているか)の確認、検査結果の書類作成を含む。また、検査官は保守実務を見るためにプラント内の現場検査を行なう。40年の運転認可期限が近くなるとNRC本部と地域スタッフが合

³⁷⁾ 10CFR Part 54-Requirements for Renewal of Operating Licenses For Nuclear Power Plants. USA

³⁸⁾ Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801, Rev. 2, USNRC, December 2010. GALL Report NUREG-1801, Rev 2 Generic Aging Lessons Learned

同で2回目の検査を実施する。この検査期間にNRCは安全評価で規定されているすべての項目が実施されていること及び新規に設置された構成部品やシステムが経年劣化管理プログラムに含まれていることを確認する。

米国NRCはどのように更新認可申請の安全評価を実施するかを示す標準審査計画書NUREG-1800³⁹を提出している。申請の際に対応すべき異なる「時間制約を受ける経年劣化分析(TLAA: Time Limited Ageing Analysis)」の要素が定義される。その要素は当初の設計である一定期間(通常40年)に分析を実施した要素でライセンスのために提出しなければならない、あるいは60年間プラントを安全に運転することができることを実証しなければならない要素である。規則10CFR54に従い、プラントのFSAR⁴⁰は更新許可を得るために経年変化管理活動及びそれらの対応するTLAAを要約してアップデートされなければならない。

NUREG-1800で特定されたライセンス更新申請でライセンシーが取り組まなければならないTLAAには以下の項目が含まれる:

- 破壊靱性が十分に高いこと、加圧熱衝撃の基準を考慮に入れて遷移温度が十分に低いこと、を実証する原子炉圧力容器の中性子脆化の分析。また、ライセンシーは運転中の原子炉圧力容器の温度と圧力の許可された動作限を定義する温度圧力曲線を提出しなければならない。
- 特に配管部品の60年間の疲労解析。環境要因を考慮に入れ、累積疲労損傷係数(CUF: cumulative usage factor)が1未満であることを実証する。
- 60年間及び冷却材喪失事故(LOCA)⁴¹の場合に操作可能であることを実証する安全分類電気設備の環境適合性
- 格納容器のプレストレスト張材が緩みすぎていることを実証しなければならない。
- 格納容器の内壁、特に貫通部(熱障壁とbellows)の疲労解析

(ii) スウェーデン

1997年までスウェーデンは当初のプラント設計寿命に達するかなり前に原子力を段階的になくすことを計画した。法規が変わり前述のように運転ライセンスに時間制約がなくなった。それにより1997年までスウェーデンは経年劣化管理の必要がなかった。新しい法規の結果、SKI⁴²(SSM⁴³の前身)は2000年代初期に2セットの規則を導入した。1つは遅

³⁹ Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, NUREG-1800, Rev. 2, USNRC, December 2010. Standard Review Plan NUREG-1800, Rev 2

⁴⁰ FSAR = Final Safety Analysis Report

⁴¹ LOCA = Loss Of Coolant Accident

⁴² SKI = Swedish Nuclear Power Inspectorate

⁴³ SSM = Swedish Radiation Safety Authority

くとも 2005 年までに経年劣化管理プログラムを確立する要件を含み⁴⁴、もう 1 つは新規プラントと同様に安全であることを保証するためにライセンシーにプラントを近代化するように義務付けている⁴⁵。スウェーデンは定期安全審査に基づいたアプローチを使用するだけでなく、経年劣化管理プログラム全体をあるいはその他の要素の全体または一部をカバーする定期検査を行なう。

最近、SSM は寿命延長と実施されてきた改善に関するライセンシーの意図に照らして新しい知識や状況変化により経年劣化管理を見込んだ追加規格が必要になったかどうかを評価するために劣化する機械的な部品を再び検査した⁴⁶。金属疲労、照射脆化、格納容器のプレストレスト張材という 3 つの要素はすべてのプラントで識別された。そのうちの 1 つは原子炉圧力容器内壁のクラッドの裏に発生する微小なひび割れの存在に対処しなければならない。ライセンシーに必要な解析と書類を次の定期安全審査の一部として提出すべきである。

疲労解析は環境要因と過渡現象を考慮に入れてプラントの意図した運用年数のための累積疲労損傷係数 (CUF) が 1 未満であることを実証しなければならない。プラントが稼働し始めてからのすべての過渡現象を考慮に入れ、正しいスペクトルが使用されていることと設計基準を超えていないことを確認するために新しい予測がなされる。すべての要素は解析されなければならない。また、それは累積疲労損傷係数が 1 未満でなければならない。もしそうでない場合、活発なき裂が想定される部分について詳しい解析が必要となる。計算とモニタリングを組み合わせることは可能である。

照射脆化がプラントの意図した運用年数の間に問題にならないことを実証するために解析を行わなければならない。解析には運転中の原子炉圧力容器の温度と圧力の許可された動作限を定義する温度圧力曲線を含めなければならない。この分析はどの部分が運転にとって最も制限があるかを確認するためにノズル部分を含めるべきであり、またどんな推定でも実施すべきである。原子炉圧力容器材料の破壊靱性は運転期間が完了するときまでを対象に計算されなければならない。表面の破損と内部のき裂の最大許容き裂サイズはスウェーデンで採用されている R6-method⁴⁷を用いてき裂を想定して計算されなければならない。負荷テストのシナリオは加圧熱衝撃を含め他のパラメータはそれらの寿命末期の値を示す。き裂サイズの計算に使用された想定き裂を使用してコア領域の破裂から最も漏出頻度を決定するために計算をしなければならない。

格納容器の張材の残留プレストレスは測定されるべきであり、その値から寿命末期を推

⁴⁴ The Swedish Radiation Safety Authority regulations SSMFS 2008:1 concerning safety in nuclear facilities. SSMFS 2008:01

⁴⁵ The Swedish Radiation Safety Authority's Regulations concerning the Design and Construction of Nuclear Power Reactors SSMFS 2008:17

⁴⁶ Ageing related time dependent analyses for long term operation in association with submission for the periodic safety review. Swedish Radiation Safety Authority. Doc. no. SSM2012-1302. 2012-04-04. (In Swedish)

⁴⁷ A Combined Deterministic and Probabilistic Procedure for Safety Assessment of Components with Cracks - Handbook, SSM Research Report 2008:01, SSM, February 2009.

定するべきである。コンクリートの温度と劣化が増加したことが十分に考慮されたことを実証するために結果を利用すべきである。

スウェーデンの原子炉圧力容器のうちの1つが製造されているときに圧力容器内壁のクラッドの裏に微小なひび割れが形成された。運転を延長するために新しい要件が規定された。所定の検査手順に従ってそのき裂は測定される。寿命末期までの最大許容き裂サイズを超えていないことを確認するために上記の内部き裂を対象に疲労解析と同等の解析を実施しなければならない。照射脆化とき裂成長の可能性を考慮しなければならない。

(iii) フィンランド

フィンランドはプラントにライセンスを与える基礎として定期安全報告書(PSR)を使用する。フィンランドのモデルは定期安全審査⁴⁸に関連するIAEAの推薦に忠実に従っている。フィンランドの監督機関STUK⁴⁹は定期安全報告書(PSR)のプロセス⁵⁰に関する追加規則を出している。原則としてフィンランドのプラントはライセンス期間が残っていても10年ごとに定期安全報告書(PSR)を提出する。経年劣化管理は定期安全報告書(PSR)プロセスの中心的な部分である。

PSRの安全評価の中で監督機関STUKは劣化する要素、職員とその能力を含めてプラントの組織的問題と同様に決定論的、確率論的安全解析を重視する。YVL 1.1に従って各プラントはPSRプロセスの一部として評価される経年劣化管理プログラムを持っていないなければならない。さらにライセンシーはSTUKに提出する年次報告書の中で建物や他の構造だけでなく、I&C、機械的なコンポーネント、設備のための経年劣化管理プログラムに起因する重要な結果を報告しなければならない。経年劣化について特に金属疲労と照射脆化は重要視されている。

圧力を受ける部品の構造健全性に関するSTUKの規則は疲労解析⁵¹に注意を向けている。NUREG/C-6717⁵²で述べられるように環境要因を考慮に入れて累積疲労損傷係数が1未満であることを実証するために疲労解析はプラントのライセンス期間全体を通して実施されなければならない。もし累積疲労損傷係数が1以上ならき裂を想定し残りの寿命期間にそれがどれだけ成長するかを計算するASME XI⁵³に従って疲労力学を用いて分析を実行する。

STUKは構造健全性に関する規則の中に照射脆化に関する見解を示している。PSRの安全評価の中でSTUKはプラントがその規則を満たしているかどうかを判断するために原子炉圧力容器を含むプライマリー・サーキット全体を評価する。評価項目には下記が含まれる。

⁴⁸ Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.10, IAEA, 2003

⁴⁹ STUK = Radiation and Nuclear Safety Authority

⁵⁰ Safety fundamentals in radiation practices, STUK, 23 May 2013. YVL 1.1

⁵¹ Ensuring the Strength of Nuclear Power Plant Pressure Devices, STUK YVL-Guide 3.5, STUK, April 2002. YVL 3.5

⁵² Environmental Effects on Fatigue Crack Initiation in Piping and Pressure Vessel Steels, ANL, NUREG/CR-6717, USNRC, May 2001. NUREG/C-6717

⁵³ ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI - Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components

- フェライト鋼中のクラス1コンポーネント製造で最も高い負荷にさらされた部分の脆性破壊リスクを考慮に入れる破壊力学解析。原子炉压力容器の中核領域、大きなノズルとフランジに重点が置かれる。
- これらの部品の破壊靱性に関する中性子照射の影響は Master Curve 法⁵⁴を使用して決定される。
- 許容動作限界を定義する温度圧力曲線は、破壊力学解析を使用して計算されプラントの技術仕様書に含められる。
- 予期された応力拡大係数についてモラル安全因子が破壊靱性に使用される場合、所定の検査手順を使用して確実に検出することができるサイズの想定き裂が許容可能なことを実証しなければならない。
- 決定論的解析に加えて脆性破壊の可能性が小さいこと及びそのようなイベントが PSA⁵⁵分析での炉心損傷頻度に大きな影響をもたらさないことを実証するために確率論的解析を実施しなければならない。

(iv) フランス

一方、フランスでは経年劣化管理プログラムは10年ごとの保守停止の3回目、即ち30年目の保守停止前に実施することが要求されている。それは定期安全審査の一部として評価される。

g) 国際的な側面

(i) IAEA

国際版経年劣化共通教訓書 (GALL)

International GALL (IGALL) は締約国が米国 NRC GALL (経年変化共通教訓書) の国際的な一般的なバージョンを確立するプロジェクトである。

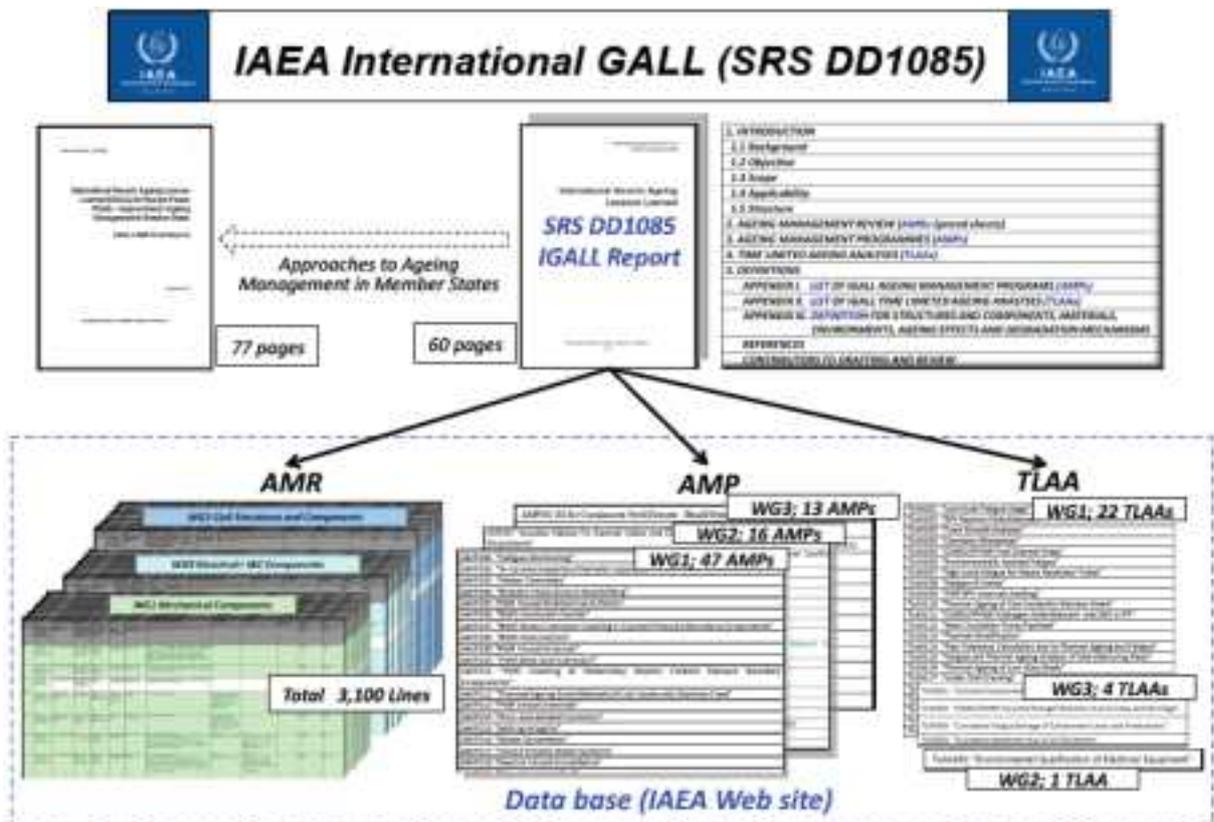
IGALL を開発する作業は2010～2013年⁵⁶の期間で3つのワーキンググループで実施されている。ワーキンググループは機械的な要素、電氣的要素、I&C要素、土木構造物と構成部品を対象とした。IGALL は PWR、BWR、WWER および CANDU プラント向けの経年劣化管理評価 (AMR)、経年劣化管理プログラム (AMP)、時間制約を受ける経年劣化解析 (TLAA) 例を詳細なスプレッドシートの形でウェブ・ベースのツールとして関係諸国に公開している。スプレッドシートは5年ごとに更新される予定である。前回の IGALL プログラムの会議で、CRP のための新しい IAEA イニシアチブが「Evaluation of structure' s and component' s material properties utilizing actual aged materials removed from decommissioned reactors for safe LTO (安全な LTO のために廃炉となった原子炉の実際に劣化した材料を

⁵⁴ Sattari-Far, I. and Wallin, K., Application of Master Curve Methodology for Structural Integrity Assessments of Nuclear Components, SKI Report 2005:55, SKI, October 2005. Master Curve

⁵⁵ PSA = Probabilistic Safety Assessment

⁵⁶ IAEA International GALL. SRS DD 1085. To be published

使った構造・構成部材の材料特性)」と題されて発表された。それは当初、2014～2017 年に実施予定だったが延長もあり得る。予算は 400,000 ユーロ（IAEA の支援なし）である。コンクリートの低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起応力腐食割れ、熱劣化など様々な劣化モードが議論されると予想される。



IAEA 国際版経年変化共通教訓書の概要

その他の活動

IAEA は貢献する締約国にアクセス可能な原子炉圧力容器鋼監視データのデータバンクを設立した。それは非常に包括的なデータ収集で特にロシアで設計された原子炉のデータが充実している。

締約国に助言と支援を提供するためのミッションとピア・レビューに加えて IAEA は例えば新しく更新された TEDOCS を発行するなど解説文書を必要に応じて更新することができる。

(ii) OECD NEA

NEA は長期運用の評価と管理に関する劣化メカニズム、データ・ベース構築、技術報告書、位置とガイダンスについて情報を収集し経験をシェア経験するために最近の十年間に

様々な活動を始めた。例えば彼らは規制に関する側面⁵⁷、技術的側面⁵⁸、人員と組織のパフォーマンス⁵⁹に関する報告書、経年劣化用語集⁶⁰も出版している。

経年劣化に関するいくつかのプロジェクトも編成されている。現在のプロジェクト、Component Operational Experience, Degradation & Ageing Programme (CODAP)は2002～2011年の“OECD/NEA Pipe Failure Data Exchange Project” (OPDE)と、2006～2010年のStress Corrosion Crackingワーキンググループの“OECD/NEA SCC and Cable Ageing project” (SCAP)の継続である。OPDEは2002年5月に正式に開始され、3期目の終了時（2011年5月）にOPDEプロジェクトは公式に終了しCODAPに引き継がれた。OPDEプロジェクトを概説する2つの報告書^{61,62}があり、その他に多くの出版物がプロジェクトの異なる側面を紹介し、その多くは上記の2つの報告書に掲載されている。SCAPは日本から自発的拠出金によって可能になったプロジェクトで、2006年6月に開始し2010年5月に東京で開催された国際ワークショップで正式に終了となった。そのプロジェクトの最終報告書も発表されている⁶³。この2つのプロジェクトの組織には多くの共通メンバーが在籍し、同一人物が代表を務めることもしばしばあった。2011年5月に、13か国（カナダ、台湾、チェコ共和国、フィンランド、フランス、ドイツ、韓国、日本、スロバキア共和国、スペイン、スウェーデン、スイス、アメリカ）がCODAP第一期協定に署名した。

(iii) 原子炉経年劣化管理のための国際フォーラム- IFRAM : International Forum for Reactor Aging Management

IFRAM は原子力発電所の長期運用を促進するために協働する実質上の組織である。それは、PMDA の取り組みに続く米国 NRC によって開始された概念に基づく。組織の目標は次の通りである：

- 共通目的を達成するための協力
- 情報とデータの共有
- 共同研究開発プロジェクトの推進
- 最良実務を追求し採用を促進する

⁵⁷ *Regulatory Aspects of Ageing Reactors*. 1998 CNRA Special Issue Meeting. OECD Nuclear Energy Agency, Committee on Nuclear Regulatory Activities. NEA/CNRA/R(99)1. March 1999.

⁵⁸ *Technical aspects of Ageing for long-term operation* NEA/CSNI/R (2002) 26

⁵⁹ *Better Nuclear Plant Maintenance: Improving Human and Organisational Performance* CSNI Technical Opinion Papers No. 11. NEA/CSNI/R (2006) 8.

⁶⁰ *Glossary of Nuclear Power Plant Ageing*. NEA 1999.

⁶¹ *OECD/NEA Pipe Failure Data Exchange (OPDE) Project - 2002-2008 Status Report*, NEA/CSNI/R(2009)19, November 2009

⁶² *OECD-NEA Piping Failure Data Exchange Project (OECD-NEA OPDE) Final Report*, NEA/CSNI/R(2012)16, 26 November 2012.

⁶³ *Technical Basis for Commendable Practices on Ageing Management, Final Report SCC and Cable Ageing Project (SCAP)*, NEA/CSNI/R(2010)15, April 2011

グループの最初の主要活動は経年劣化管理のハンドブックの作成である。これは IAEA と共同で準備されており 2014 年に完成する予定である。内容は次の項目で構成されている：

1. 序文
2. 稼働中の NPP における予防的経年劣化管理
3. 劣化メカニズム
4. 構造、システム、構成部品
5. 経年劣化管理のための評価
6. 規制枠組み
7. 組織構造
8. 先進技術と研究開発
9. 要約

(4) 結言

1) 平成 25 年度の成果

- (a) 潜在事象抽出手法の有効性を提示した。
 - ・体系的 elicitation による議論と PIRT 評価の組合せによる抽出
 - ・インタビューに基づく専門家間の意見相違に着目した分析による潜在性の判断
- (b) 潜在事象に対する PIRT 再スコア結果の分析と潜在事象の発現可能性を評価した。5 つの潜在事象が相対的に発現可能性の高い潜在事象として評価された。
- (c) 潜在事象に対する管理レベルの内容調査を行った。
- (d) 抽出された潜在事象に対し、日本原子力学会 PLM 標準を軸に分類した。現時点で PLM 標準にすぐに反映させなければならぬ劣化事象はないと結論された。
- (e) 将来的な規制・基準への反映のための高経年化技術戦略マップへの抽出された潜在事象の反映を検討した。(IAEA 国際共同研究等への提案)

2) 最終成果達成までの課題 (平成 26 年—平成 27 年)

潜在的な事象をあらかじめ抽出する有効な方法論の確立と抽出された潜在的な事象の高経年化技術評価への影響程度を提示していくには引続き以下が課題である。

- (a) プロアクティブ潜在事象 (未知事象) の抽出手法に関する継続的検討及び議論の場の体制・枠組みの検討
 - ・プロアクティブ専門家会議の開催
 - ・IFRAM 国際会議の開催
- (b) 抽出されたプロアクティブ潜在事象 (未知事象) の将来的な規制・基準への反映のための高経年化技術戦略マップへの反映検討

3. 経年劣化事象に係る安全基盤研究の実施

3.1 炉内構造物の経年劣化評価手法の高度化

(1) 研究目的

原子炉システム全体の安全性を考える場合、図 3.1-1 に示すように、炉内構造物は炉心支持機能と炉心冷却機能を有しており、この機能を維持するには通常運転時のみならず異常時においても構造物が変形や破壊を起こさないことが必須の条件となる。炉内構造物は燃料に最も近接する機器であり、図 3.1-2 に示すように、中性子照射による材料性質の変化の適切な予測、それに基づく変形や破壊の評価手法を確立しておくことが第一に重要である。一方、中性子照射材の試験によりデータを採取したり評価法を確認したりすることは長い期間と多くの資金が必要であり、限られた資源に基づく事業では照射材を多用した試験や評価は困難である。このような点を考慮して、本研究では、中性子照射を受ける炉心・炉内構造物の安全機能評価に適用できる合理的な材料特性予測法と破壊評価法を提案することを目的とする。

また、最終成果目標は以下の 3 点である。

- ・国内で統一的に使用できる照射材データベースを整備し、機械的性質などについて合理的な予測式を提案する。また、確率論的評価を念頭において材料特性のばらつきの設定法についても提案する。
- ・低延性の中性子照射材に適した破壊強度評価法を提案する。破壊評価において特に重要となる破壊特性については、照射材特有の局所変形の影響などの劣化機構を解明する。
- ・得られた評価法と予測式について指針としてまとめ、学協会での規格化に資する。また、不足している照射データの拡充について提案をまとめる。

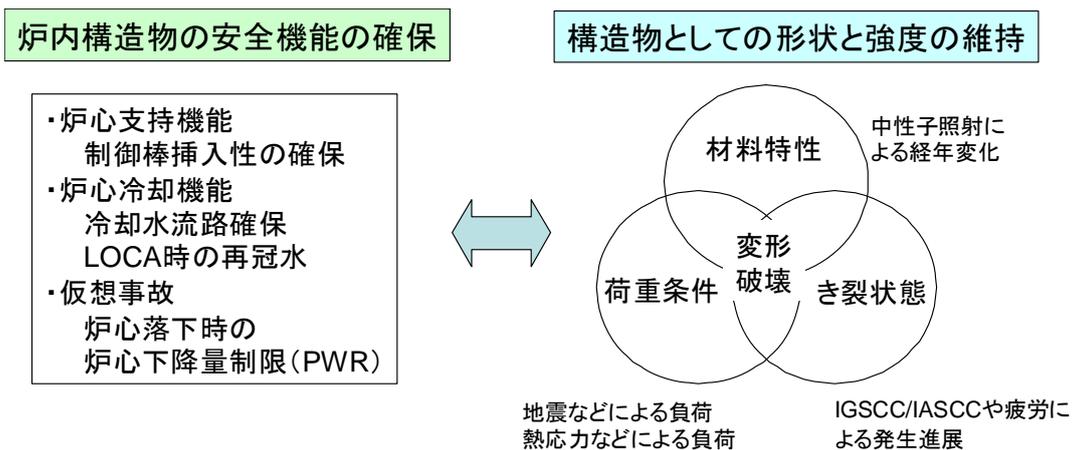


図 3.1-1 炉内構造物の安全機能の確保と形状強度の維持

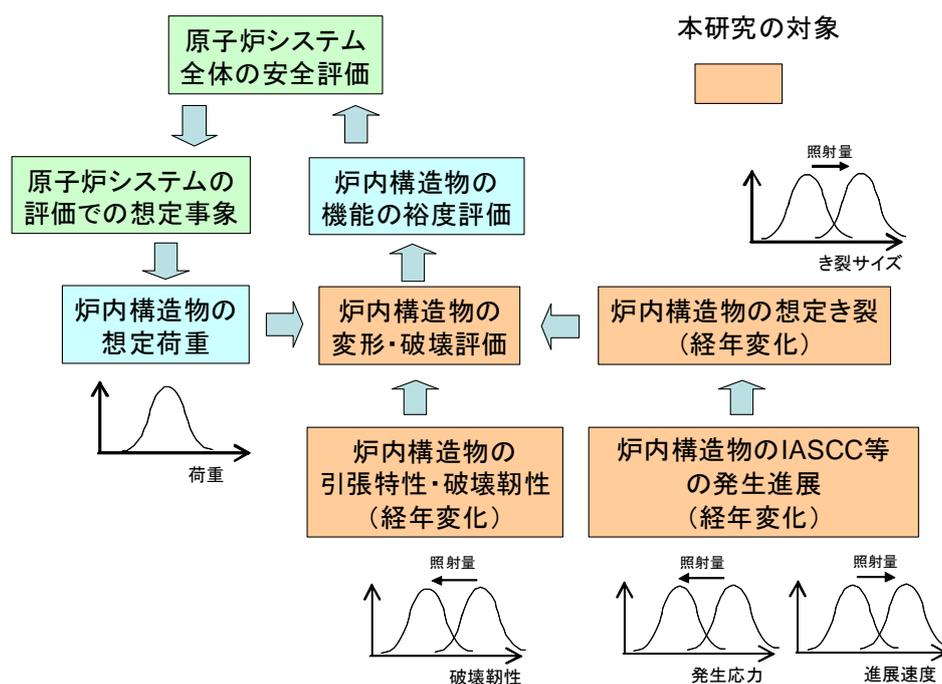


図 3.1-2 原子炉システム全体の安全評価との関係

(2) 研究実施内容

全体の研究実施内容と H25 年度の研究実施内容は以下のとおりである。

1) 安全性評価に関する調査

炉心・炉内構造物の安全性評価に係る国内外の公開文献の調査等を適宜行い、最新の知見を集約するとともに課題や研究内容に反映する。H25 年度はシビアアクシデントに拡張した炉内構造物の機能等に検討する。

2) 中性子照射材の破壊強度予測法の検討

照射材試験および文献調査からステンレス鋼照射材の機械的性質に関するデータを収集整理しデータベースを作成し、破壊強度等についてばらつきを考慮した予測式を作成する。また、破壊強度の劣化やばらつきに関して、局所変形や局所応力場の測定や解析により機構論的に検討する。このために、a) 照射材試験、b) データベースの構築、c) 予測式の検討、d) 破壊機構の検討を実施する。

a) データベースの構築

炉心・炉内構造物に使用されている材料の中性子照射による性質変化に関するデータを国内外の文献等から収集し、照射条件や試験条件等に基づきデータの質に関するスクリーニングを行い、規制当局の審査に合理的に使用できる質と形式を具備した照射材のデータベースとして整備する。対象とする材料特性は各種の機械的性質、IASCC の発生・進展、破壊靱性、応力緩和等の炉心・炉内構造物の健全性評価

に必要と考えられる特性とする。また、高経年評価等での健全性評価で必要と想定される照射量や温度等の照射条件や材料の種類などの観点からデータベースを評価し、今後拡充が不可欠な照射材データについてデータ採取の方法や計画を検討する。

H25年度は、炉内構造物材料のステンレス鋼の中性子照射による性質変化に関し、国内外の文献等から収集しスクリーニングを行いデータベースとして整備する。対象とする特性は機械的性質、IASCC、応力緩和とし、汎用性を考慮してMS Excelを使用して作成する。

b) 予測式の検討

中性子照射による変化を適切に記述できる材料特性の予測式を整備する。国内外の文献等で提案されている経験式や半機構論式を調査し、国際的な学術動向に適合する予測パラメータや式の形式等を検討し、上記b)で整備する中性子照射による材料特性のデータベースに当てはめて定式化を行う。また、確率論的評価で不可欠となるばらつきの設定について、その方法を文献等の事例に基づいて検討し、データ量等から判断して定量化が可能な物性についてはばらつきを定量的に設定する。

H25年度は、文献等の経験式や半機構論式を調査し予測パラメータや式の形式等を検討し、整備するデータベース等に当てはめ定式化を行う。耐力・伸び、応力歪関係等の引張性質については予測式を提案する。破壊靱性については構成式からの推定方法を検討する。

c) 照射材試験

炉心・炉内構造物の健全性評価で使用される弾塑性解析等では、中性子照射による特有の真応力真歪関係の変化を適切に表す構成式が重要である。本試験では従来ほとんど照射材のデータが整備されていない真応力真歪関係について、中性子照射材に対する測定方法の検証の後、試験によるデータ整備を行う。また、材料特性予測法や破壊評価法の検討の進行に伴い検証のために必要となると考えられる破壊靱性試験等を実施する。

H25年度は、照射材特性の予測に不可欠であるが現在データがほとんどない照射材の真応力真歪関係を把握するため、歪を正確に測定する手法を用いて照射量の異なる中性子照射材の引張試験を実施しデータを採取する。

d) 破壊機構の検討

中性子照射を受けて材料では転位チャネルの形成による変形の局所化が生じ、これが一様伸びの著しい低下や粒界など局所的な応力集中などをもたらすことが知られている。しかし、この局所変形が破壊靱性値などのマクロな破壊に及ぼす影響など十分解明されていない。本研究で検討する破壊評価法の科学的合理性と説明性を確保するため、照射材の変形試験、局所応力測定、結晶塑性解析を行い、破壊強度の劣化やばらつきの機構を検討する。

H25年度は、中性子照射材の破壊強度の劣化やばらつきの機構を検討するため、

電子線後方散乱回折を利用した測定と有限要素法による結晶塑性解析により、低延性模擬材に生じる局所応力の評価を行い、微視的不均一性の影響を検討する。また、き裂先端の延性破壊挙動について画像相関法による測定と有限要素法解析を比較検討し、延性き裂発生クライテリアを検討する。

3) 中性子照射材の破壊評価法の検討

中性子照射された構造物の健全性評価については、現行維持基準では照射量に応じて極限解析、弾塑性破壊力学、線形破壊力学で評価することとなっており、線形破壊力学を適用する場合の K_{Ic} は極めて限られた照射材データにより区分されて下限値が例示されているにすぎない。中性子照射材のような局所変形を伴うような低延性材での破壊特性や評価法の検討は例が少なく、現行手法の妥当性の検討は十分とは言えない。本研究では、中性子照射材特有の低延性状態に適した破壊評価法を検討する。また、中性子照射材を対象とした破壊解析を行い照射材への適用性の確認を行うとともに、材料特性や評価法に起因するばらつきの感度解析等を行い破壊評価におけるばらつきの取扱い方法を検討する。このため、a) 低延性模擬材による検討、b) 中性子照射材での解析、c) ばらつき影響の解析を実施する。

a) 低延性模擬材による検討

破壊強度に対する強度増加、延性低下や応力歪関係の変化の影響を把握するため、中性子照射による低延性を模擬した材料として加工度を変えた冷間加工材について破壊強度試験を行い、破壊強度と材料特性の関係について加工硬化指数等への依存性を検討する。また、比較的単純な形状で構造物での破壊評価を行い、破壊評価に対する材料特性変化の影響度を検討する。

H25 年度は、破壊強度に対する機械的性質変化の影響を把握するため、低延性模擬して加工度を変えた冷間加工材の破壊靱性試験を複数行い変動の範囲を調べる。また、単純形状である円筒構造物について J 積分値等による破壊評価のために薄肉円筒の J 値整備を行う。

b) 中性子照射材での解析

上記 a) で検討した評価手法について、(1) 中性子照射材の破壊強度予測法の検討で得られる照射材のデータベースと材料特性の予測式を用いて円筒形状等での破壊評価を行い、中性子照射材データでの妥当性の確認を行う。また、中性子照射材を使用した試験方法等を検討し提案する。H25 年度は整備した照射材の機械的性質の材料特性予測式を用いて単純形状構造での破壊評価を行い、適用性等の検討を行う。

c) ばらつき影響の解析

中性子照射材の破壊強度予測法で設定された材料特性とそのばらつきを用いて、破壊評価を行い、破壊評価におけるばらつきの取扱いを検討する。H25 年度は、構成則等の照射材の材料特性にばらつきを与えると同時に、き裂サイズを変えたモンテカルロシミュレーションによる破壊評価を行い、破壊評価に対する影響度を把握

する。

(3) 研究スケジュール

全体研究工程を図 3.1-3 に示す。また、H25 年度の研究実施工程を図 3.1-4 に示す。

項目	H23	H24	H25	H26	H27
1. 調査	事例調査 (必要に応じて適宜調査を実施)				
2. 中性子照射材の破壊強度予測法の検討					
2.1 照射材試験		試験法検討	試験	試験	
2.2 データベースの構築		データ収集	データベース化		
2.3 予測式の検討		モデル検討	式作成	式作成	
2.4 破壊機構の検討	変形試験	局所応力の測定・解析			
3. 中性子照射材の破壊評価法の検討					
3.1 低延性模擬材による検討		破壊強度試験	評価法検討	構造物試験	
3.2 中性子照射材での解析検討			破壊評価	破壊評価	適用性検討
3.3 ばらつき影響の解析			解析モデル検討	感度解析・検討	
照射劣化研究会					

図 3.1-3 全体研究工程

作業項目	平成25年度										スケジュールが適切に実行できる根拠・工夫・経験等	
	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月			
a. 中性子照射材の破壊強度予測法の検討												
① データベースの構築		データベースの構築									既存のデータ等を有効に取り込む。	
② 予測式の検討			予測式の検討									WG等で検討、交流を実施する。
③ 照射材試験		照射材試験									実施機関での経験を活用する。	
④ 破壊機構の検討		破壊機構の検討									実施機関での測定と解析経験を活用する。	
b. 中性子照射材の破壊評価法の検討												
① 低延性模擬材による検討		低延性模擬材による検討									前年度までの試験経験を活用する。	
② 中性子照射材での解析			中性子照射材での解析									未照射材での解析経験を活かす。
③ ばらつき影響の解析		ばらつき影響の解析									既開発の解析ツールを活用する。	
マイルストーン	▲ 照射劣化研究会										研究会で進捗や課題を確認する。	

図 3.1-4 H25 年度の研究実施工程

(4) 実施体制

研究全体を円滑に進めるため、照射劣化研究会を組織し、各分担実施機関の実施状況や得られた成果を議論し共有することとした。図 3.1-5 に研究実施体制を示す。

平成 25 年度中に 5 回の照射劣化研究会（第 1 回 2013 年 7 月 9 日、第 2 回 2013 年 9 月 27 日、第 3 回 2013 年 11 月 13 日、第 4 回 2014 年 1 月 14 日、第 5 回 2014 年 2 月 13 日）と 3 回の作業会（第 1 回 2013 年 8 月 6 日、第 2 回 2013 年 9 月 27 日、第 3 回 2013 年 12 月 11 日）を実施した。また、委託元説明会を 2013 年 10 月 30 日に実施した。

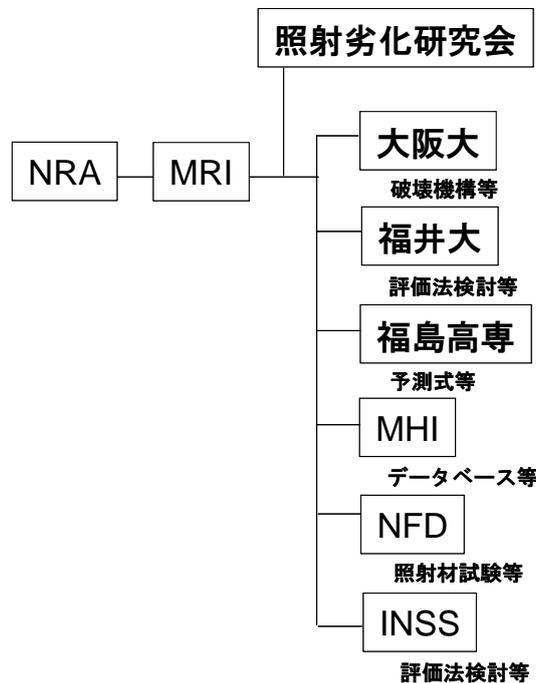


図 3.1-5 全体実施体制

3.1.1 中性子照射材の破壊強度予測法の検討

(1) 安全性に関する調査

1) 背景と目的

現在の炉内構造物の高経年化評価では日本機械学会の維持基準に基づいた評価が行われるが、そこでは深層防護で言う第3層までの事象に対する評価となっている。一方、福島事故では第3層を超えた炉心溶融を伴うシビアアクシデント対応が不十分であったことが原因として指摘されており、システム安全上の機能を事象や時間などの観点から幅広くとらえなすことが必要とされている。このため、炉内構造物においてもシビアアクシデントも含めた機能とその評価法などの検討をH25年度より開始することとした。

2) 検討内容

従来の炉内構造物の健全性評価では、LOCA等の過渡事象や地震などの外部事象が発生した場合でも、崩壊などを起こさず形状や強度が保持されること、制御棒や燃料との干渉が炉停止や燃料損傷を引き起こさないこと、が要求される。この場合、燃料や制御棒は所定の形状と強度を維持していることを仮定して評価される。しかし、炉心溶融が発生するシビアアクシデントではそのような仮定は成立せず、炉心溶融の規模や範囲により多様な状態が生ずると考えられる。炉心溶融そのものは燃料自体の発熱・冷却状態が支配しており、多様な状態の進展状況を考慮しつつ複雑な炉内構造物の各部材について検討することは困難である。

以上のような状況から、今年度は以下のような情報収集を行った。

- ・炉内構造物の安全管理の観点から検討されている原子力安全推進協会の点検評価ガイドラインの検討状況（2013年7月9日第1回照射劣化研究会、日本原子力発電の堂崎氏、三菱重工業の小山氏）
- ・炉心構成する主要素である燃料安全の観点から行っている当事業の燃料安全体系化での検討状況（2013年9月27日第2回照射劣化研究会、京都大学の森下准教授）

3) 検討結果

点検評価ガイドラインの検討では、ガイドラインの対象とその役割、保全活動の在り方等の検討が行われており、これらについての関係機関の共通認識の重要性が指摘された。ただ、具体的な保全活動については第3層までの機能維持の重要性が第一義的に重要であり、シビアアクシデントも含めた第4層以降については今後の必要性も含めて検討されるとの情報を得た。

燃料安全体系化では、炉心損傷事象の進展を考慮したオブジェクトツリーを作成し、安全機能に対応する対策が整理されていた。事象の進展は炉心損傷による温度上昇に伴う各種材料の溶融開始で示されるとの情報が得られた。

炉内構造物の基本的に機能は、形状安定性に基づいた炉心支持機能、冷却水流路を確保

する炉心冷却機能である。炉心損傷後の事象進展においては炉内構造物は受動的に挙動すると予想される。炉心損傷や熔融に伴い炉内構造物の置かれた温度が変化して物性が変化し、形状と強度がどの程度保持されるかが機能の維持と直接関係すると考えられる。炉心はある大きな空間的領域を占めることから損傷進展も空間的な変化があるので、具体的に炉内構造物の個別の状態を予測し機能維持の判定を行うことは困難である。したがって、燃料安全体系化でも採られたように、安全機能と事象進展に伴う温度変化と関係づけておくことが一つの方法として考えられる。

そのような観点で整理して作成した結果が表 3.1.1-1 である。この表では、

- ・状態 原子炉の炉心状態
- ・機能 炉内構造物の安全機能
- ・評価 その機能が維持されるかどうかの評価ポイント
- ・温度 機能評価を行う場合の環境としての温度
- ・必要な性質 その温度環境での評価に必要な材料の性質

を、(通常) 運転中、起動停止時、停止中、過酷事故時、過酷事故終息後に分けて整理している。運転中から停止中までは、従来の第3層までの評価に対応し、従来からの保全や維持基準の範囲に対応する。

過酷事故時の炉内構造物の機能は、炉心支持と冷却水流路確保であるが、冷却水は通常運転時とは異なる経路での注水も含めたものとなる。事象進展と温度変化に対応して炉内構造物の変形破壊状態が評価されれば対応上のメリットは大きいですが、熔融までの広い範囲の材料特性が必要である。照射材の場合には、照射後の過熱による特性の変化を把握することが必要となる。

過酷事故終息後は現在の福島事故炉に対応する。炉内構造物ではやはり炉心支持と冷却水流路確保が引き続き必要な機能である。温度状態に対応する変形や破壊の進行、さらに地震時の変形や破壊の有無が評価できることが必要である。長期にわたりその状態が続く場合にはクリープ特性、照射後クリープ特性などが必要となると考えられる。

表 3.1.1-1 原子炉状態による炉内構造物の機能、その評価、評価に必要な材料物性

状態	機能	評価	温度	必要な性質
運転中 運転中の地震、 LOCA	炉心支持 制御棒挿入確保 冷却水流路確保	発生する荷重・歪での変形・破壊 き裂を想定(検査や保全も考慮)	運転温度 (約300°C)	照射後の引張特性・破壊靱性 IASCC発生・進展 応力緩和
起動停止時 起動停止時の地震、 LOCA	炉心支持 制御棒挿入確保 冷却水流路確保	発生する荷重・歪での変形・破壊 想定き裂ベース	室温～ 運転温度+ α	照射後の引張特性・破壊靱性 熱膨張率
停止中 停止中の地震など (廃炉後も含む)	炉心支持 制御棒挿入確保 冷却水流路確保	発生する荷重・歪での変形・破壊 想定き裂ベース	室温	照射後の引張特性・破壊靱性
過酷事故時 燃料熔融発生時	炉心支持 冷却水流路確保	変形破壊状態の推定 (温度履歴やその推定に基づく)	室温～ 熔融温度 (約1500°C)	照射後加熱された時の引張特性 ・破壊靱性 照射後クリープ
過酷事故終息後 +地震など	炉心支持 冷却水流路確保	発生する荷重・歪での変形・破壊の進行 (変形破壊状態やその推定に基づく)	室温～ 高温	照射後加熱された後の引張特性 ・破壊靱性 照射後クリープ

4) まとめ

H25年度は従来からの深層防護の第3層を超えるシビアアクシデントも含めた炉内構造物のシステム安全上の機能や評価の検討を開始した。炉心の状態ごとに温度と関連付けて機能や評価上必要な性質等を整理した。

(2) 中性子照射材の破壊強度予測法の検討

1) PWR 照射材データベースの構築および予測式の検討

(a) 目的

中性子照射を受ける炉心・炉内構造物の安全機能評価に不可欠な材料特性予測法と破壊評価法を高度化するために、中性子照射を受ける材料の破壊強度等の材料特性の予測法の高度化を行う。このために、国内での炉内構造物の高経年化評価とその審査に統一的に使用できる照射材データベース（DB）の整備（PWR 照射材を主に対象）を行い、それに基づいて中性子照射による機械的性質や破壊靱性などの経時変化について予測式を整備し、確率論的評価を念頭においた材料特性のばらつきの設定法の検討を行う。

(b) 実施内容

中性子照射を受ける炉心・炉内構造物の安全機能評価に不可欠な材料特性予測法と破壊評価法を高度化するために、中性子照射を受ける材料の破壊強度等の材料特性の予測法の高度化を行う。成果のイメージを図 3.1.1-1 に示す。また、マトリックスを表 3.1.1-2 に示す。

a) 中性子照射材の破壊強度予測法の検討

(i) データベースの構築

炉心・炉内構造物に使用されている材料の中性子照射による性質変化に関するデータ（PWR 照射材を主に対象）を国内外の文献等から収集し、照射条件や試験条件等に基づきデータの質に関するスクリーニングを行い、規制当局の審査や事業者の評価に合理的に使用できる質と形式を具備したデータベースとして整備する。

(ii) 予測式の検討

中性子照射による変化を適切に記述できる材料特性の予測式を整備する。上記(i)で整備する中性子照射による材料特性のデータベースに当てはめた定式化の検討を行う。

表 3.1.1-2 本研究のマトリックス

実施項目	評価項目 (破壊強度予測)						
	引張特性	破壊靱性	SCC発生	SCC進展	照射緩和	スウェリング	
(a)DBの構築	①データ収集	▲	▲	▲	—	■	■
	②DB項目抽出	▲	▲	▲	—	■	■
	③スクリーニング	▲	▲	▲	—	■	■
	④DB化	▲	▲	▲	—	■	■
	⑤拡充計画策定	○	○	○	—	○	○
(b)予測式の検討	①文献調査	▲	▲	▲	—	■	■
	②定式化	■○	—	■○	—	—	—

▲: H24年度 (実施済み)
 ■: H25年度
 ○: H26年度

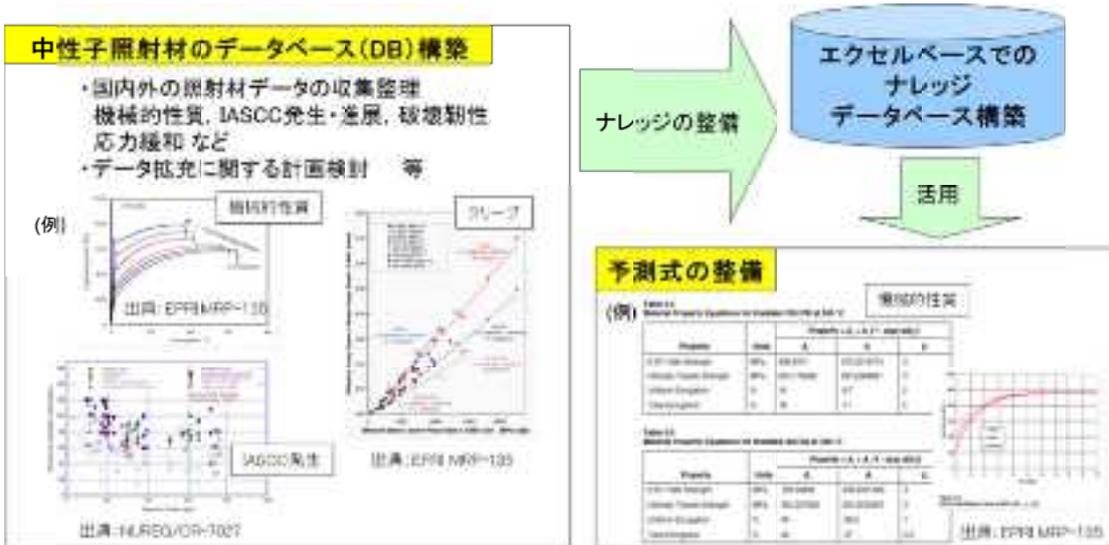


図 3.1.1-1 本研究の成果イメージ図

(c) 検討結果および考察

a) データベースの構築

(i) 対象材料

炉心・炉内構造物に使用されている材料の中性子照射による性質変化に関して、PWR 照射材を主体にオーステナイト系ステンレス鋼を対象に調査することにした。

(ii) 対象データ

安全機能評価に不可欠な材料特性予測法と破壊評価法を高度化するために、中性子照射による材質変化として、今年度は、H24 年度から実施している下記の①項、②項を継続するとともに、新たに、③項に関する試験データを対象に追加収集することにした。

- ① 機械的性質：引張試験、破壊靱性試験
- ② SCC 特性：SCC 発生試験
- ③ 応力特性：照射緩和試験（クリープ&リラクゼーション）、スウェリング試験

(iii) データ検索方法

最新知見のデータを収集することを念頭にし、以下に示す国内外の雑誌や書籍、データベース、シンポジウム、報告書などを主体に調査を行った。

〔雑誌&書籍〕

- ・ Journal of Nuclear Materials
- ・ ASTM STP “Effects of Radiation on Materials”
- ・ ステンレス鋼便覧
- ・ 日本原子力学会誌 等

〔データベース (DB)〕

- ・ (原研他) 分散型原子力材料データベース (データフリーウェイ)

〔シンポジウム〕

- ・ 国際シンポジウム Degradation conference
- ・ 国際シンポジウム Fontevraud conference 等

〔報告書〕

- ・ U. S. NRC NUREG 【例】 NUREG/CR-7027 等
- ・ EPRI MRP (Material Reliability Program) 【例】 MRP-135 等
- ・ 発電技検、JNES 国プロ研究報告書 【例】 PLEX 研究、IASCC 研究 等
- ・ 高経年化対策強化基盤整備事業 -技術情報基盤の整備等- 成果報告書
- ・ 電力共同研究報告書 等

(iv) データベースの項目抽出

入手したデータにつき、BWR 側のデータと共通化させて整理を図ることも視野に入れて、H24 年度に引続き、対象としたそれぞれの照射材データベースの項目を以下に抽出した。

① 共通項目（番号、材料、照射条件など）

- ・ DB No.
- ・ 試験片番号 No.
- ・ 材料番号 No.
- ・ 照射炉
- ・ 照射環境
- ・ 採取部位
- ・ 照射時形状
- ・ 詳細鋼種
- ・ 鋼種
- ・ 冷間加工率 (%)
- ・ 材料組成 (C, Si, Mn, P, S, Ni, Cr, Mo, Nb, Ti, B, Cu, N, Co, Fe(wt%))
- ・ 熱処理条件
- ・ 照射量 ((n/m² E>0.1MeV), (n/m² E>1MeV), dpa (dpa への換算を含む))
- ・ 中性子束 (フラックス) (dpa/s)
- ・ 照射温度 (°C)

② 機械的性質：引張試験

上記①の項目に追加して、引張試験に対しては以下の項目を抽出した。

- ・ 試験環境
- ・ 試験温度 (°C)
- ・ 試験片形状
- ・ 平行部面積 (mm²)
- ・ 平行部長さ (mm)
- ・ 引張歪速度 (/s)
- ・ 0.2%耐力 (MPa)
- ・ 引張強さ (MPa)
- ・ 一様伸び (%)
- ・ 全伸び (%)
- ・ 絞り (%)
- ・ 加工硬化指数
- ・ 応力-歪線図

- ・ 備考
- ・ 出典

③ 機械的性質：破壊靱性試験

上記①の項目に追加して、破壊靱性試験に対しては以下の項目を抽出した。

- ・ 試験環境
- ・ 試験温度 (°C)
- ・ 試験片形状 (mm)
- ・ 試験片厚さ (mm)
- ・ 正味厚さ (mm)
- ・ 試験片幅 (mm)
- ・ 機械き裂長さ (mm)
- ・ 初期き裂長さ (mm)
- ・ 初期リガメント (mm)
- ・ 疲労予き裂長さ (mm)
- ・ き裂方向
- ・ J_Q (KJ/m²)
- ・ J_{1mm} (KJ/m²)
- ・ J_{IC} (KJ/m²)
- ・ Tearing Module dJ/da
- ・ KIC 換算 (MPa√m)
- ・ 0.2%耐力 (MPa)
- ・ 引張強さ (MPa)
- ・ 一様伸び (%)
- ・ 全伸び (%)
- ・ 絞り (%)
- ・ 破壊靱性曲線 (J vs 照射量)
- ・ J-R 曲線
- ・ 開口幅-荷重曲線
- ・ 備考
- ・ 出典

④ SCC 特性：SCC 発生試験

上記①の項目に追加して、SCC 発生試験に対しては以下の項目を抽出した。

- ・ 試験環境
- ・ 試験温度 (°C)

- ・ 試験環境 (DO (ppm), DH (ppm), DH (cc/kg), B (ppm), Li (ppm))
- ・ 試験片形状
- ・ 平行部面積 (mm^2)
- ・ 平行部長さ (mm)
- ・ 採取方向
- ・ 負荷方式
- ・ 負荷応力 σ (MPa)
- ・ 0.2%耐力 σ_y (MPa)
- ・ 応力比 σ / σ_y
- ・ 破断時間符号
- ・ 試験時間 (hr)
- ・ 導電率符号
- ・ 導電率 ($\mu \text{S/cm}$)
- ・ ECP (mVS HE)
- ・ 割れ有無
- ・ SCC 発生図
- ・ 備考
- ・ 出典

⑤ 応力特性：照射緩和試験 (クリープ&リラクゼーション)

- ・ 照射緩和試験法
- ・ 平行部面積 (mm^2)
- ・ GL (平行部長さ) (mm)
- ・ 応力比 σ / σ_0
- ・ σ_0 (MPa)
- ・ 応力 (MPa)
- ・ 時間 (hr)
- ・ 歪量 (%)
- ・ 定常クリープ速度 (mm/mm/dpa)
- ・ 代表式または係数
- ・ 関連図
- ・ 備考
- ・ 出典

⑥ 応力特性：スウェリング試験

- ・ 測定方法

- ・ スウェリング (%)
- ・ 関連図
- ・ 備考
- ・ 出典

(v) データベース構築

今年度収集したデータについては、今後の統一的に使用できる照射材データベースとすることを考慮したスクリーニングを行い、マイクロソフト社のエクセル (Excel) を用いてデータベース化した。1枚目は、収集したデータベースの表、2枚目は、1枚目の表で引用した関連文献や報告書中の代表図、3枚目は、1枚目の表のデータベースから作成したグラフをまとめた。

○ 機械的性質：引張試験

今年度、実機 PWR 照射材を用いた試験データの中から、引張試験に関するデータベースの一覧を図 3.1.1-2 に示す。また、データベースとして引用・参照した文献および報告書は以下の通り。

- 【316CW】独立行政法人 原子力安全基盤機構「平成 20 年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書(09 基材報-0012)」, 平成 21 年 9 月 (2009) 等.
- 【316CW、304】(財)発電設備技術検査協会報告書:プラント長寿命化技術開発「ステンレス鋼照射 SCC 試験(PWR)」(平成 9 年 3 月) 等.
- 【316CW, 347, 304】J. Conermann et al., Proc. of the 10th Int. Symp. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems- Water Reactors, NACE, (2001).
- 【316CW】J. Conermann et al., Proc. of the 12th Int. Symp. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems- Water Reactors, TMS, (2005).
- 【316CW】K. Fukuya et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.41, No. 6, pp.673-681, June 2004.
- 【316CW】K. Fukuya et al., Journal of Nuclear Materials, Vol.378, pp.211-219, 2008.
- 【316CW】K. Fukuya et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.45, No. 5, pp.452-458, May 2008.
- 【304】Toivonen et al., Proc. of the International Symposium on FONTEVRAUD VI, 6a-A099 (2006).
- Regis P. Shogan et al., Proc. of the 10th Int. Symp. Environmental Degradation

of Materials in Nuclear Power Systems- Water Reactors, NACE, (2001)

- 【316CW】 Materials Reliability Program, Characterizations of Type 316 Cold Worked Stainless Steel Highly Irradiated Under PWR Operating Conditions (International IASCC Advisory Committee Phase 3 Program Final Report) (MRP-214), EPRI Report 1015332, September 2007.
- 【316CW】 A. Jenssen et al., Proc. of the International Symposium on FONTEVRAUD 7, 08-A100-T02 (2010).
- 【316CW】 A. Jenssen et al., Proc. of the International Symposium on FONTEVRAUD 6, 13a-A030 (2006).
- 【316CW】 K. Fujimoto et al., Proc. of the 12th International Conference on “Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors”, Salt Lake, UT, Aug. 14-18, pp.299-310 (2005).
- 【304L、316CW、316】 A. Jenssen et al., Proc. of the 15th International Conference on “Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors”, Colorado Springs, Colorado, August 7-11, pp.1229-1240 (2011).
- 【316CW】 T. Yoshitake et al., Effects of Radiation on Materials, ASTM STP 1405, ASTM International 2001, pp. 469-486. (吉武 庸光ら、サイクル機構技報 No.10 2001.3 p.67)
- 【316CW】 T. R. Allen et al., Effects of Radiation on Materials, ASTM STP 1447, M. L. Grossbeck, T. R. Allen, R. G. Lott, and A. S. Kumar, Eds., ASTM International, West Conshohocken, PA, 2003.

- ・ 本データベースからは、中性子照射量の増加に伴い、0.2%耐力および引張強さの増加、伸びおよび一様伸びが低下し、照射量が高くなるとそれらの材料挙動が飽和する傾向が認められた。
- ・ 照射温度に伴い飽和するまでの挙動が異なる傾向が認められ、FBR のような照射温度が高い方が飽和するまでの照射量が高くなる傾向が認められた。

○ 機械的性質：破壊靱性試験

今年度、実機 PWR 照射材を用いた試験データの中から、破壊靱性試験に関するデータベースの一覧を図 3.1.1-3 に示す。また、データベースとして引用・参照した文献および報告書は以下の通り。

- 【316CW, 304】 (財)発電設備技術検査協会報告書:プラント長寿命化技術開発「ステンレス鋼照射 SCC 試験(PWR)」(平成9年3月)他.

- 【316CW, 347】 Materials Reliability Program, Hot Cell Testing of Baffle/Former Bolts Removed from Two Lead PWR Plants (MRP-51), Final Report, EPRI, Palo Alto, CA: November 2001. 1003069. 及び Materials Reliability Program, A Review of Radiation Embrittlement for Stainless Steels (MRP-79), Rev. 1, EPRI Report 1008204, Sept. 2004.
 - 【316CW】 A. Jenssen et al., Proc. of the International Symposium on FONTEVRAUD 6, 13a-A030 (2006).
 - 【304】 Materials Reliability Program, Fracture Toughness Testing of Decommissioned PWR Core Internals Material Samples (MRP-160), 1012079, Topical Report, September 2005 (and Reference MRP-128) .
- ・ 本データベースからは、中性子照射量の増加に伴い、破壊靱性値が低下し、飽和する傾向が認められた。
 - ・ PWR 照射材のデータとしては、取得されている点数が少なく、また、試験片についても小型なものが多く、破壊靱性を評価する上で Validity に乏しいデータが主体であった。

○ SCC 特性 : SCC 発生

今年度、実機 PWR 照射材を用いた試験データの中から、SCC 発生試験に関するデータベースの一覧を図 3.1.1-4 に示す。また、データベースとして引用・参照した文献および報告書は以下の通り。

- 【316CW, BFB】 独立行政法人 原子力安全基盤機構 国プロ「平成 20 年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書(09 基材報-0012)」, 平成 21 年 9 月 (2009) 等.
- 【316CW, シングル】 独立行政法人 原子力安全基盤機構 国プロ「平成 20 年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書(09 基材報-0012)」, 平成 21 年 9 月 (2009) 等.
- 【304, プレート】 A. Toivonen et al., Proc. of the International Symposium on FONTEVRAUD VI, 6a-A099 (2006). 及び 【304, プレート】 A. Toivonen et al., Proc. of the International Symposium on FONTEVRAUD 7, 003-A008 (2010).
- 【316CW, シングル】 H. Nishioka et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.45, No.10, pp.1-6, October 2008.
- 【316CW, シングル】 K. Fujii et al., Proc. of the International Symposium on FONTEVRAUD 7, 002-A095 (2010).
- 【316CW, シングル】 J. Conermann et al., Proc. of the 12th Int. Symp. Environmental

Degradation of Materials in Nuclear Power Systems- Water Reactors, TMS, (2005).

- 【316CW, シングル】 R. P. Shogan et al., Proc. of the 10th Int. Symp. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems- Water Reactors, NACE, (2001).
- 【316CW, シングル】 P. D. Freyer et al., Proc. 13th Intl. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, Canadian Nuclear Society, Toronto, Canada, Paper No. P0034, 2007.
- 【参考DB】 R. Pathania, R. Carter, and A. Demma, Proc. of the International Symposium on FONTEVRAUD 7, Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs, SFEN, French Nuclear Energy Society, 001-A102-T02 (2010).
- 【参考DB】 NUREG/CR-7027, O.K. Chopra (Argonne National Laboratory), Manuscript Completed: January 2010, Date Published: December 2010.
- 【参考DB】 V. Fedorova, B. Margolin, Proc. of the ASME 2013 Pressure Vessels and Piping Conference PVP 2013, PVP2013-97949.

- ・ 本データベースからは、中性子照射量の増加に伴い、SCC 発生が認められるしきい応力値が低下し、20~30dpa でほぼ飽和する傾向が認められた。
- ・ PWR での IASCC を対象としたバッフルフォーマボルトの評価に必要な SUS316CW に関するデータが主体であり、炉心そうなどの評価に必要な SUS304 のデータは極端に少ない。

○ 応力特性：照射緩和試験（クリープ&リラクゼーション）

今年度、実機照射材を用いた試験データの中から、照射緩和試験（クリープ&リラクゼーション）に関するデータベースの一覧を図 3.1.1-5 に示す。また、データベースとして引用・参照した文献および報告書は以下の通り。

- 【316CW, 引張】 独立行政法人 原子力安全基盤機構 国プロ 09 原高報-0012 「平成 20 年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書」 平成 21 年 9 月 (2009) 等。
- 【304, 曲げ】 A. R. Causey, G. J. C Carpenter, S. R. MacEwen, In-reactor stress relaxation of selected metals and alloys at low temperatures, Journal of Nuclear Materials, 1980, 90, p.216-223.
- 【316L, 引張】 Y. Kaji, Y. Miwa, T. Tsukada, M. Kikuchi, S. Kita, M. Yonekawa, J. Nakano, H. Tsuji, H. Nakajima, Evaluation of in-pile and out-of-pile stress

relaxation in 316L stainless steel under uniaxial loading, Journal of Nuclear Materials, 2002, 307-311, p. 331-334.

- 【316L, 引張】 Y. Kaji, Y. Miwa, T. Tsukada, M. Kikuchi, S. Kita, M. Yonekawa, J. Nakano, H. Tsuji, H. Nakajima, Evaluation of in-pile and out-of-pile stress relaxation in 316L stainless steel under uniaxial loading, Journal of Nuclear Materials, 2002, 307-311, p. 331-334.
- 【304, 316L, Cリング】 Y. Ishiyama, K. Nakata, M. Obata, H. Anzai, S. Tanaka, T. Tsukada, K. Asano, Stress relaxation caused by neutron-irradiation at 561 K in austenitic stainless steels, Proc. of the 11th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, ANS, 2003, p. 920-928.
- 【304, 316L, 曲げ】 Y. Ishiyama, K. Nakata, M. Obata, H. Anzai, S. Tanaka, T. Tsukada, K. Asano, Stress relaxation caused by neutron-irradiation at 561 K in austenitic stainless steels, Proc. of the 11th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, ANS, 2003, p. 920-928.
- 【304weld, 溶接】 M. Obata, J.H. Root, Y. Ishiyama, K. Nakata, H. Sakamoto, H. Anzai, K. Asano, Radiation-induced stress relaxation of welded type 304 stainless steel evaluated by neutron diffraction, J. ASTM Int., 2006, 3, JAI 12348.
- 【316Lweld, 溶接】 Y. Ishiyama, R.B. Rogge, M. Obata, Radiation-induced stress relaxation in high temperature water of type 316L stainless steel evaluated by neutron diffraction. Journal of Nuclear Materials, 2011, 408, p. 153-160.
- 【参考DB】Koji Fukuya, Current understanding of radiation-induced degradation in light water reactor structural materials, Journal of Nuclear Science and Technology, 2013, Vol. 50, No. 3, pp. 213-254.

- ・ 本データベースからは、クリープ速度は、負荷応力の増加に伴い速まる傾向が認められた。
- ・ 一方、リクゼーションによる応力低下については、中性子照射量の増加に伴い、わずか数 dpa で 50%以下までに低下が生じる傾向が認められた。

○ 応力特性：スウェリング試験

今年度、実機 PWR 照射材を用いた試験データの中から、スウェリング試験に関するデータベースの一覧を図 3.1.1-6 に示す。また、データベースとして引用・参照した文献および報告書は以下の通り。

- 【316CW】 福谷耕司ら、PWR で中性子照射された冷間加工 316 ステンレス鋼のスウェリング、INSS ジャーナル 2001
 - 【316CW】 K. Fujimoto et al., EFFECT OF THE ACCELERATED IRRADIATION AND HYDROGEN/HELIUM GAS ON IASCC CHARACTERISTICS FOR HIGHLY IRRADIATED AUSTENITIC STAINLESS STEELS, 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems-Water Reactors, TMS, 2005.
 - 【316CW】 福谷耕司ら、ステンレス鋼の軽水炉照射挙動、INSS MONOGRAPHS No. 4 2009 (Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 43, No. 2, p. 159-173 (2006) 他)
 - 【316CW】 古谷元ら、316 ステンレス鋼の中性子照射スウェリングに関する研究、INSS ジャーナル 2000.
 - 【316CW】 NUREG/CR-6897 ANL-04/28 (EPRI MRP-73 他)
 - 【316CW】 独立行政法人 原子力安全基盤機構 国プロ「H17 年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書」平成 18 年 7 月 (2016) 等.
 - 【316CW】 D. J. Edwards et al., Influence of Irradiation Temperature and dose Gradients on the Microstructural Evolution in Neutron-irradiated 316SS, Journal of Nuclear Materials 317, 2003.
 - 【316CW】 NUREG/CR-6897 ANL-04/28 (EPRI MRP-50 他)
 - 【316CW】 独立行政法人 原子力安全基盤機構 国プロ「H17 年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書」平成 18 年 7 月等.
 - 【347, 304】 NUREG/CR-6897 ANL-04/28 (EPRI MRP-50 他)
 - 【参考 DB】 NUREG/CR-7027, O.K. Chopra (Argonne National Laboratory), Manuscript Completed: January 2010, Date Published: December 2010.
- ・ 本データベースからは、実機バップルフォーマボルトのように、照射温度が高いボルト材は比較的スウェリングも大きく、照射温度が低いシンプルチューブ材はかなり小さい傾向が認められた。

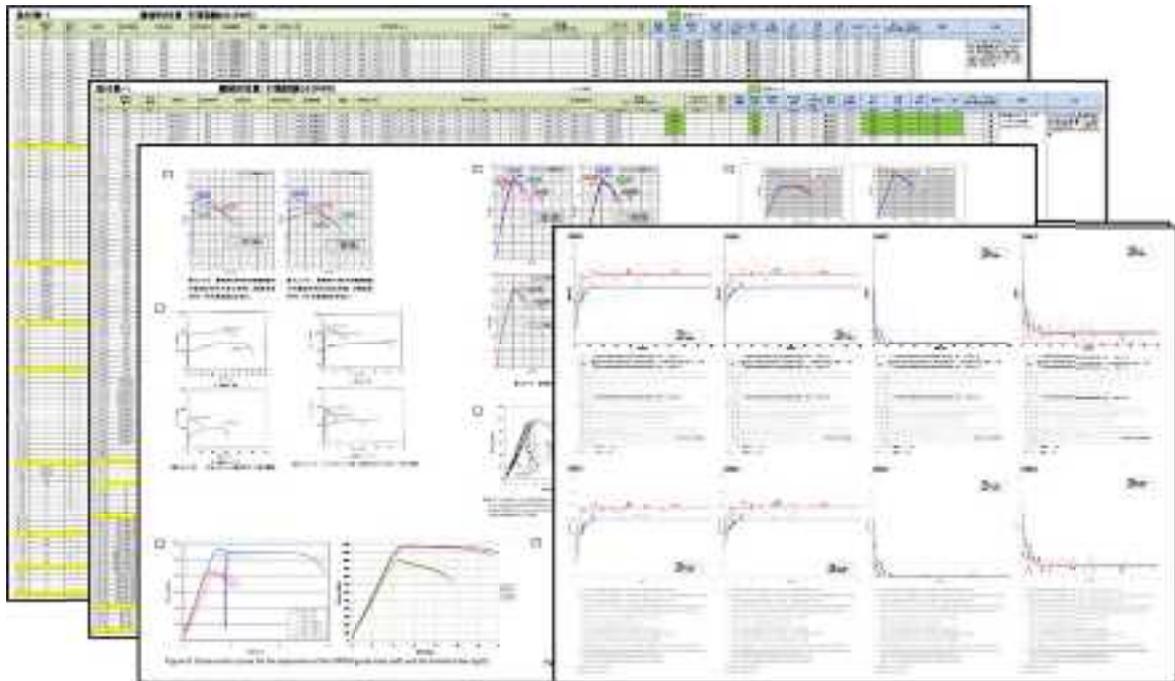


図 3.1.1-2 機械的性質：引張試験のデータベース一覧

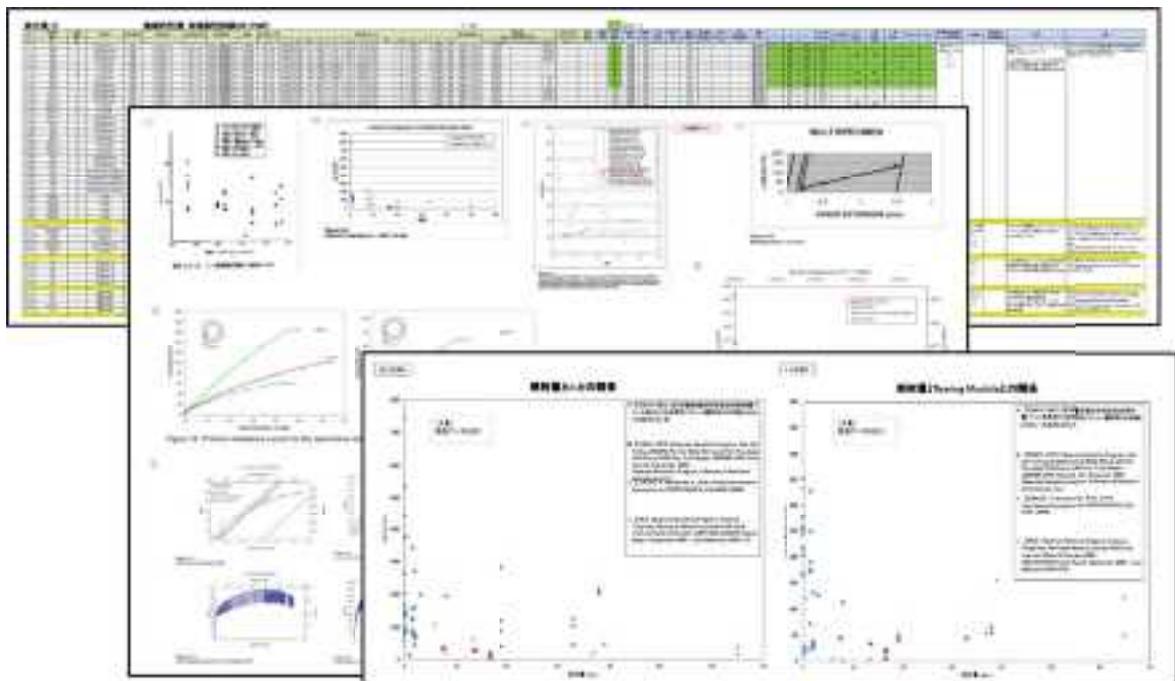


図 3.1.1-3 機械的性質：破壊靱性試験のデータベース一覧

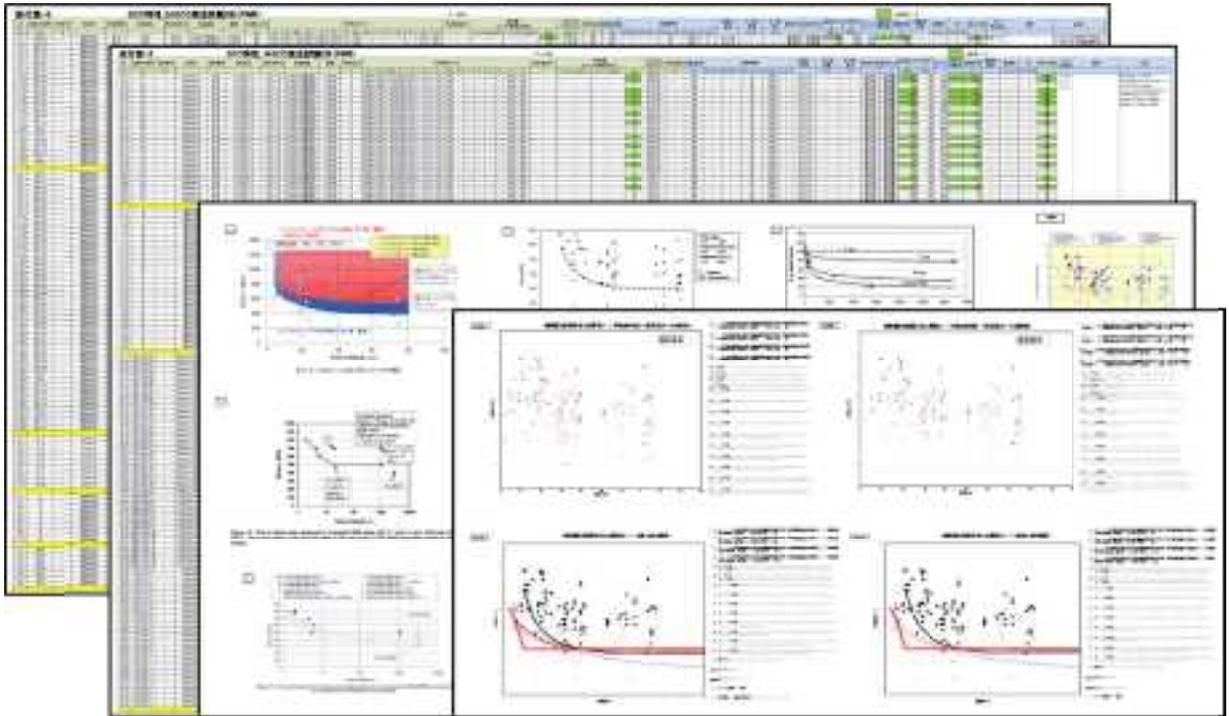


図 3.1.1-4 SCC 特性：SCC 発生データベース一覧

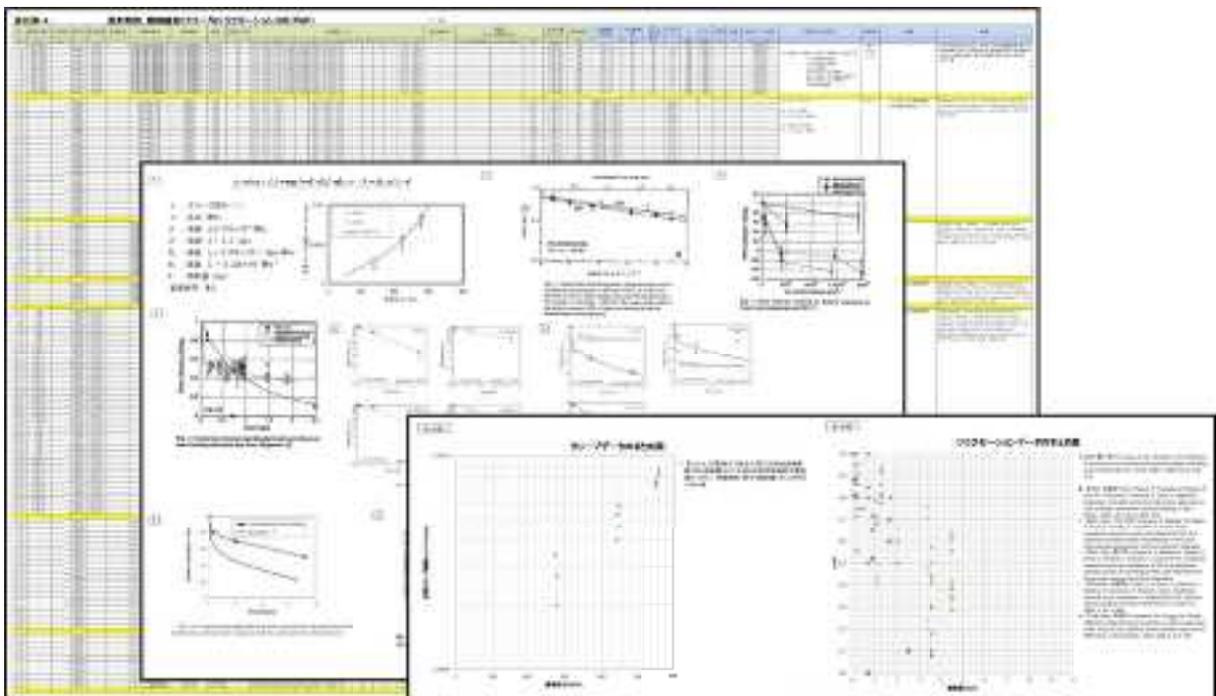


図 3.1.1-5 応力特性：照射緩和試験（クリープ&リラクゼーション）
のデータベース一覧

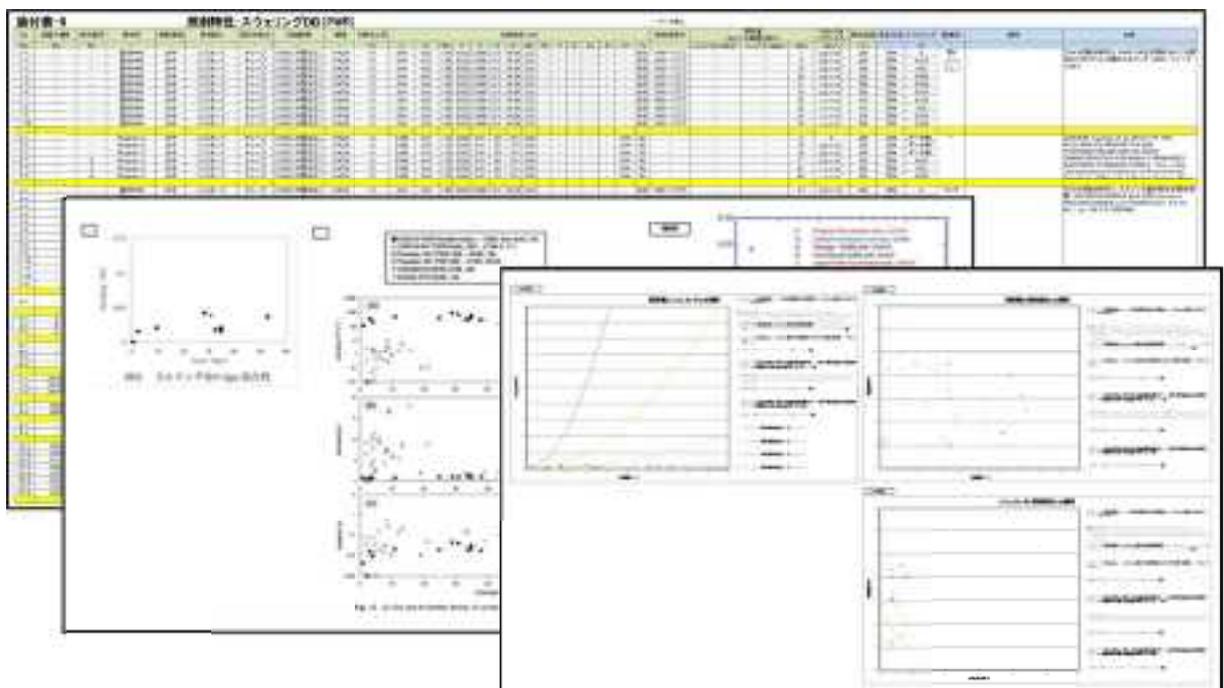


図 3.1.1-6 応力特性：スウェリング試験のデータベース一覧

b) 予測式の検討

(i) データベースからの予測式の検討

公知の予測式に関する調査結果とともに、これまでの照射材の知見（経験則）などを考慮して①引張試験、②破壊靱性試験、③SCC 発生に関する予測式の整備につき検討した。

① 機械的性質：引張試験

- ・ 引張特性に対しては、PWR 照射材において照射量（dpa）に対する予測式に関しては、下記の EPRI MRP-135¹の予測式を参考にした。
- ・ また、本研究での収集したデータベースに対して、下記の式(3.1.1-1)，(3.1.1-2)で示す MRP-135 の予測式で検証した結果を図 3.1.1-7 に示す。

● SUS316CW（照射量：dpa）の引張特性の予測式 (3.1.1-1)

☆0.2%耐力（330℃）=499.8701+470.2218704×(1-exp(-dpa/3))

☆引張強さ（330℃）=650.175868+330.2584691×(1-exp(-dpa/3))

☆一様伸び（330℃）=10-9.7×(1-exp(-dpa/2))

☆全伸び（330℃）=18-11×(1-exp(-dpa/5))

● SUS304（照射量：dpa）の引張特性の予測式 (3.1.1-2)

☆0.2%耐力（330℃）=199.94804+599.8431485×(1-exp(-dpa/3))

☆引張強さ（330℃）=450.227828+350.2532407×(1-exp(-dpa/3))

☆一様伸び（330℃）=40-39.5×(1-exp(-dpa/1))

☆全伸び（330℃）=45-37×(1-exp(-dpa/2.5))

- ・ その結果、MRP-135 の予測式では、照射温度の影響が考慮できていない。
- ・ また、本データベースでは、SUS304 が評価できるほどのデータが少ないことがわかった。すなわち、SUS304 を対象にして MRP-135 の予測式の妥当性について評価した結果を図 3.1.1-8 に示すように、データベース数が少なく、妥当性を明確に評価することができなかった。
- ・ そこで、本研究では、比較的データベースが豊富な SUS316CW（照射温度が PWR よりも高い FBR データは省く）を対象にして、上記の MRP-135 の予測式の不具合を改良するために、照射温度依存性を踏まえた照射量に対する引張特性の予測式を検討した。その結果を下記の式(3.1.1-3)及び図 3.1.1-9 に示す。

¹ EPRI MRP-135-Rev.1, Material Reliability Program: Development of Material Constitutive Model for Irradiated Austenitic Stainless Steels, 1020958, Final Report, October (2010).

○鋼種：SUS316CW（データベースでの各種 SUS316CW から）

○評価パラメータ：照射温度依存性，試験温度 300°C 近傍（290～320°C）

●SUS316CW（照射量：dpa，照射温度：T（°C））の引張特性の予測式（3.1.1-3）

☆0.2%耐力（試験温度：290～320°C）

$$=400+600 \times (1-\exp(-\text{dpa}/(3.272\text{E}-05\exp^{3.877\text{E}-02\text{T}})))$$

☆引張強さ（試験温度：290～320°C）

$$=550+450 \times (1-\exp(-\text{dpa}/(3.785\text{E}-06\exp^{4.621\text{E}-02\text{T}})))$$

☆一様伸び（試験温度：290～320°C）

$$=15-14.5 \times (1-\exp(-\text{dpa}/(1.751\text{E}-07\exp^{5.365\text{E}-02\text{T}})))$$

☆全伸び（試験温度：290～320°C）

$$=25-20 \times (1-\exp(-\text{dpa}/(9.697\text{E}-07\exp^{5.014\text{E}-02\text{T}})))$$

- ・ さらに、真応力-真歪み線図の予測式に関しては、照射量が 10dpa を超えると 0.2% 耐力 (σ_y) と引張強さ (σ_B) がほぼ同じ挙動となり、さらに伸びが著しく低下するため、妥当な予測線が得られないと判断した。
- ・ そこで、図 3.1.1-10 に示す 10dpa 以下となる材料データ (SUS316CW：バッフルフォーマボルト) を基にして、照射量及び 0.2% 耐力に対する Swift 型 ($\sigma = k(a + \epsilon)^n$) を用いた式 (従来知見から $n=0.5$ と一定) を参考にして予測式を検討した結果を下記の式(3.1.1-4)及び図 3.1.1-11 に示す。

○鋼種：SUS316CW（データベースでのバッフルフォーマボルトから）

○評価パラメータ：10dpa 以下の照射材 ($\sigma_y < \sigma_B$) に限定，試験温度 300°C 近傍

●SUS316CW（照射量：dpa，応力： σ ，歪み： ϵ ）の引張特性の予測式（3.1.1-4）

☆dpa 構成式

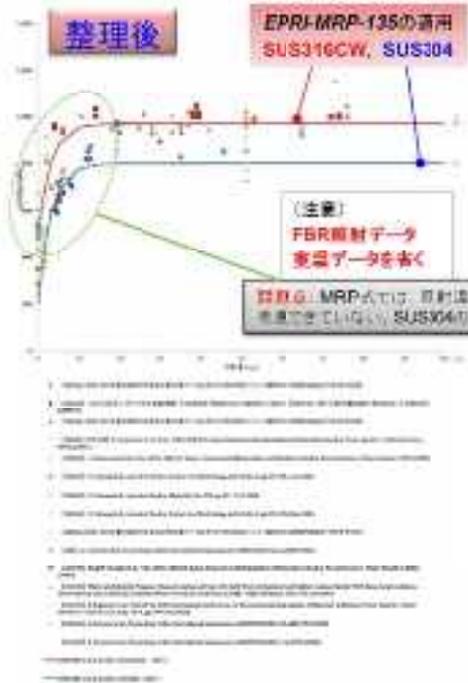
$$\sigma = (-9.356\text{dpa}+1076.3) \times (0.0341\text{dpa}+0.2647 + \epsilon)^{0.5}$$

☆ σ_y 構成式

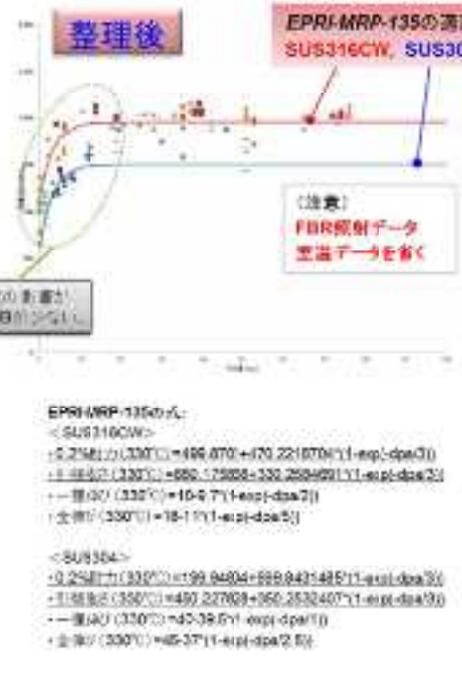
$$\sigma = (-0.0384\sigma_y+1047.3) \times (0.001\sigma_y-0.1979 + \epsilon)^{0.5}$$

- ・ 今後、試験温度の影響も考慮したものが必要となる。また、鋼種として、SUS316 に比べると、SUS304 のデータが少なく、現状のデータのみから線図を引くとした場合、データベースが不足している課題が残る。

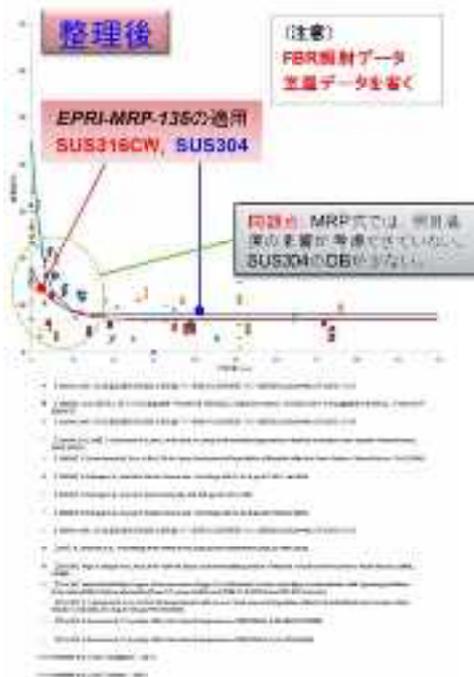
照射材(316CW,304)の0.2%耐力



照射材(316CW,304)の引張強さ



照射材(316CW,304)の全伸び



照射材(316CW,304)の1様伸び

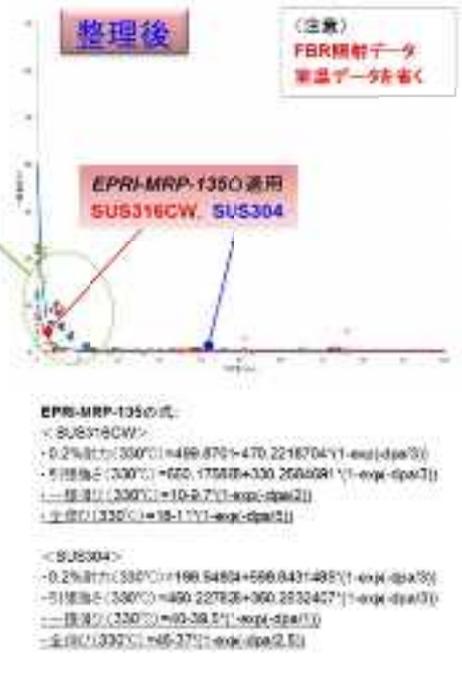


図 3.1.1-7 引張試験データベースにおける MRP-135 予測式に対する評価結果

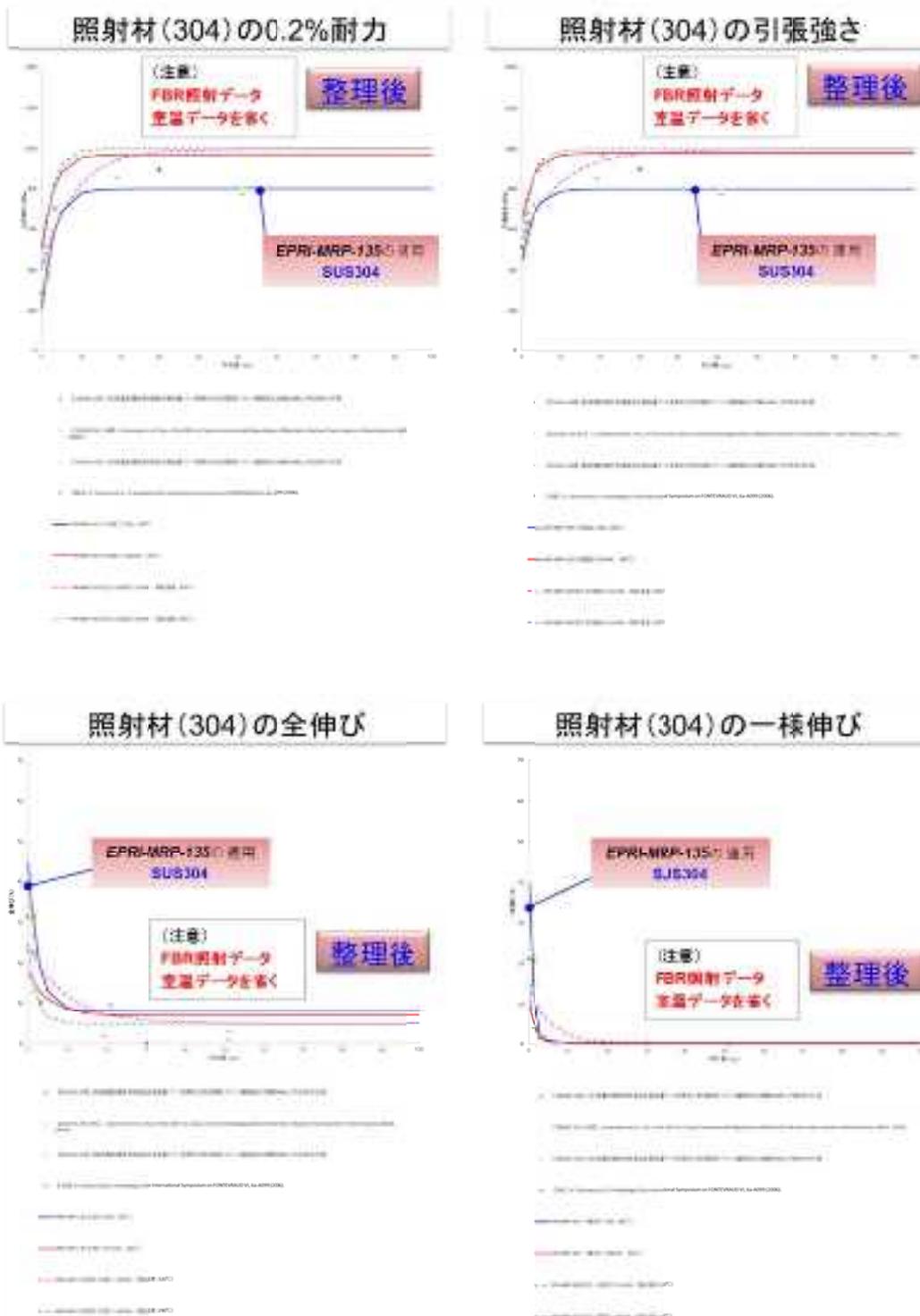


図 3.1.1-8 引張試験データベースの SUS304 に対する MRP-135 予測式に関する評価結果

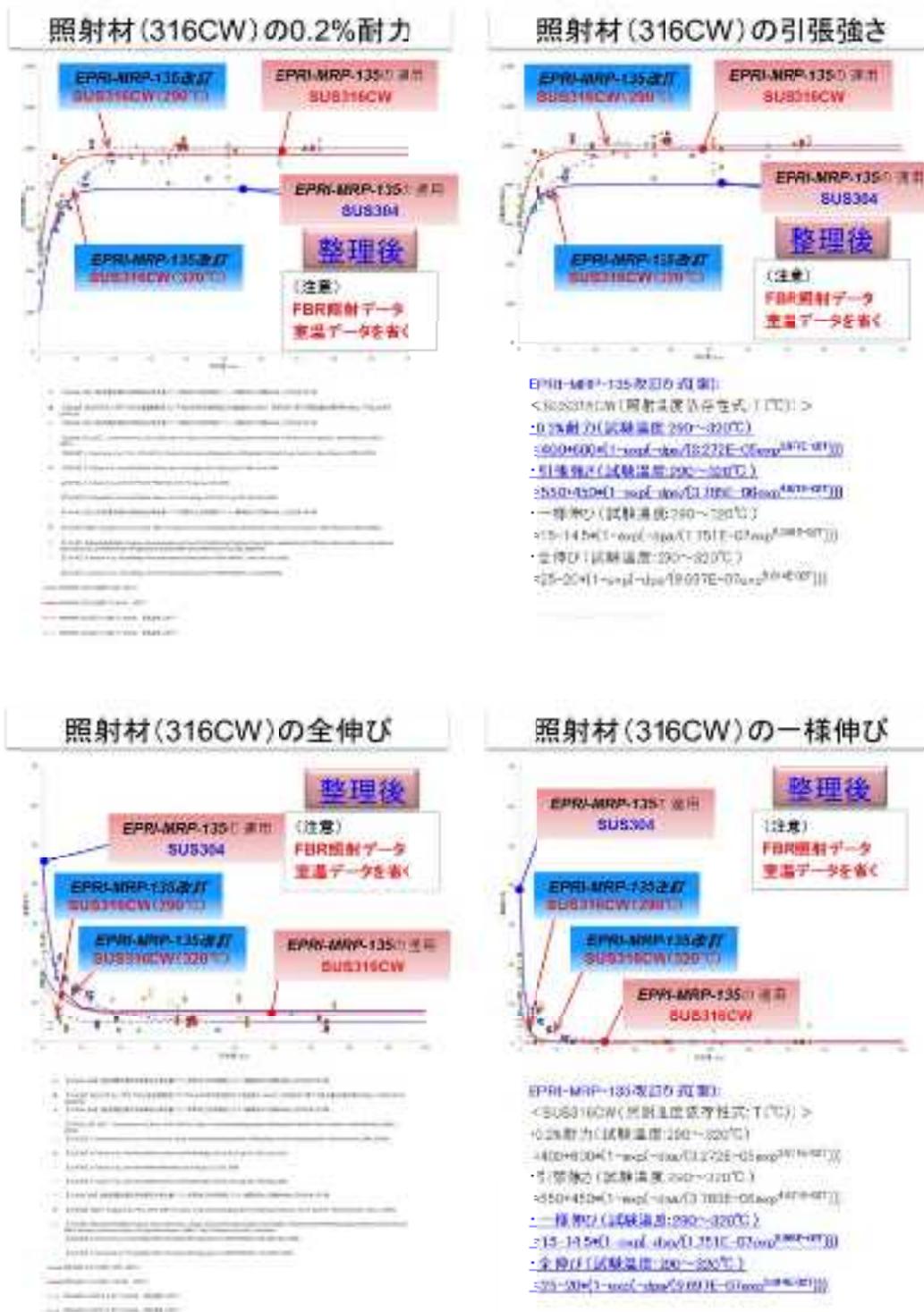


図 3.1.1-9 引張試験データベースにおける MRP-135 予測式改良に対する評価結果

照射材(316CW【BFB:10dpa以下,290-340°C】)真応力-真ひずみ曲線

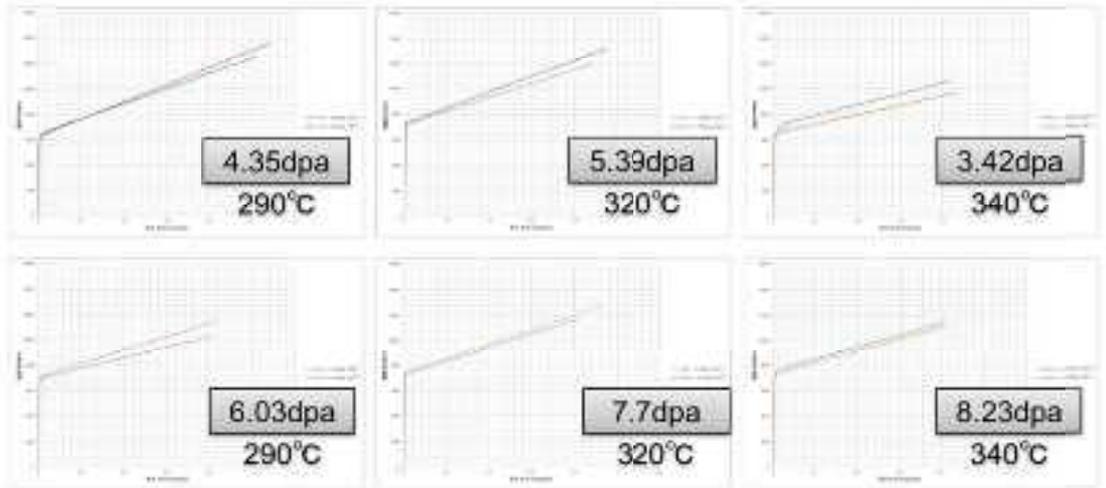
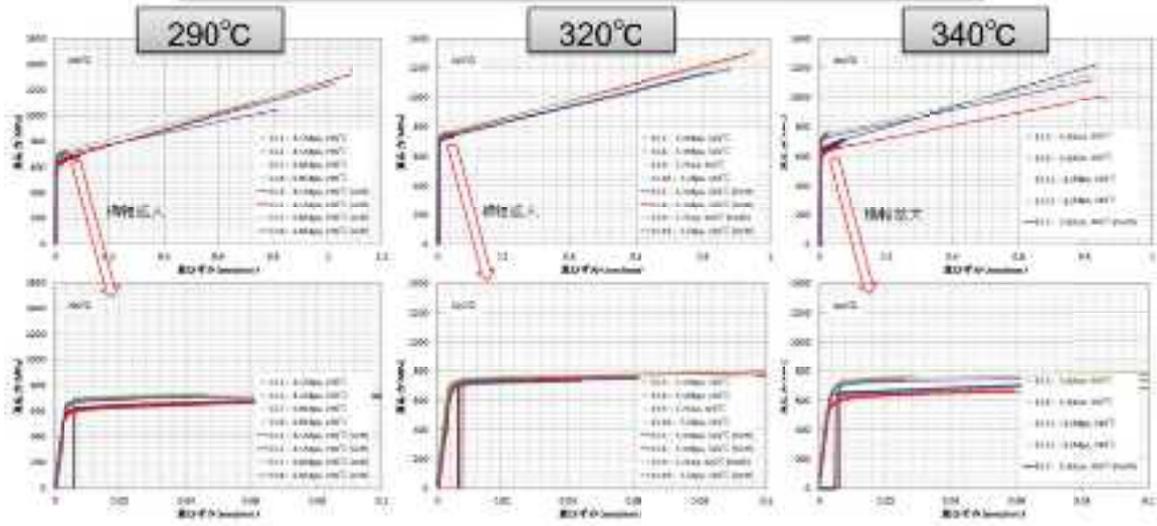


図 3.1.1-10 引張試験データベースの SUS316CW (BFB) の真応力-真歪み線図

Swift式 $\sigma = k(a + \epsilon)^n$ (これまでの実績から $n=0.5$ で固定して検討)
 $\sigma_{0.01} \leq \sigma \leq \sigma_{0.2}$ の範囲で、 k, a をエクセルのソルバーより算出した。
 > 塑性領域では良く一致、弾性域では応力を高く(非保守的に)求める傾向



Swift式 $\sigma = k(a + \epsilon)^n$ (これまでの実績から $n=0.5$ で固定して検討)
 > k は、照射量、0.2%耐力に依らずほぼ一定の傾向。 $\Rightarrow k = -9.356dpa + 1076.3$
 > a は、照射量、0.2%耐力の増加に伴って僅かに増加の傾向。 $\Rightarrow a = 0.0341dpa + 0.2647, 0.001\sigma_0 - 0.1979$
 > dpa 構成式 $k = (-9.356dpa + 1076.3) \times (0.0341dpa + 0.2647 + \epsilon)^{0.5}$
 > σ_0 構成式 $k = (-0.0384\sigma_0 + 1047.3) \times (0.001\sigma_0 - 0.1979 + \epsilon)^{0.5}$
 > 290、320、340°Cの温度依存関係なしとして最小二乗法を用いて算出

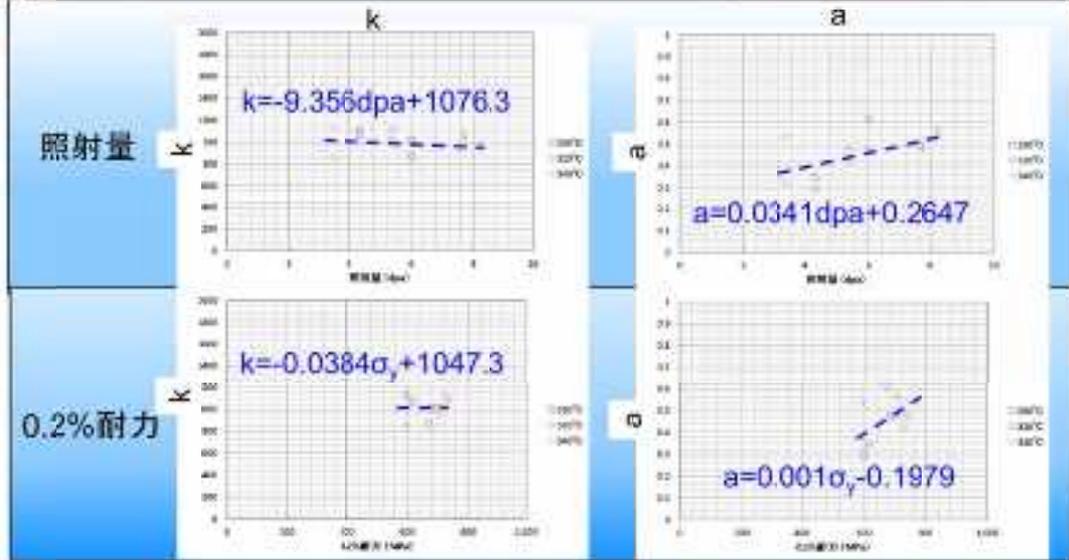


図 3.1.1-11 引張試験データベースの SUS316CW (BFB) の 真応力-真歪み線図の予測評価

② 機械的性質：破壊靱性試験

- PWR 照射材にける破壊靱性試験データは極端に少なく、図 3.1.1-12 に示すように今回収集したデータに対する破壊靱性評価においては、Validity (有効性) に乏しいデータが主体である。
- 従って、PWR 照射材からの予測線に関しては、上述の通り妥当性が低いデータとなるために、本研究では明確な予測線を引くことは断念した。
- 今後、PWR と BWR で、データベースの共通化を図り、EPRI の MRP-135²や NRC の NUREG-7027³のまとめ方を参考にして、最適な下限線 (線図) を作成する必要があると考えている。

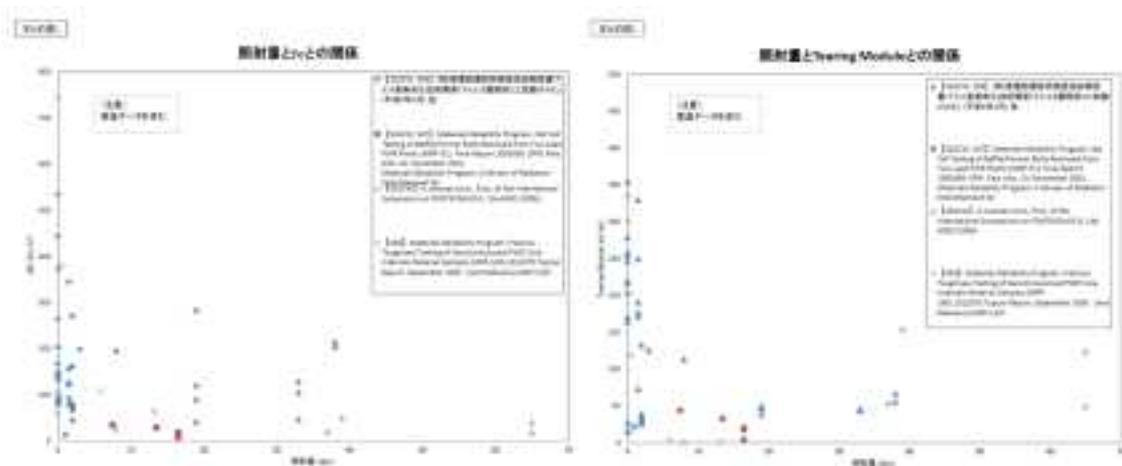


図 3.1.1-12 破壊靱性試験データベースにおける照射量に対する破壊靱性特性

③ SCC 特性：SCC 発生

- 炉内構造物の PWR における SCC に対して、SCC 発生しきい応力値 (下限線) については、個々の研究者で同様なデータの扱いが行われているため大差は認められていないが、妥当性を示す繰返しのデータ点数がそれほど多くなく、特に IASCC 感受性の発現する低照射量側 (数 dpa) でのデータが極端に乏しい状況である。
- 一方、高い照射量領域での下限線となる低応力側では、試験時間の制限などもあり、単なる下限データ (水平線、またはなだらかな右下がりの線) での線図のみならず、照射量、照射温度、試験温度に対して、メカニズム的な面も踏まえた下限線の引き方を検討する必要がある。
- ほぼ全データを包括する下限線に関しては、ASME PVP 2013 でロシア研究者の V.

² EPRI MRP-135-Rev.1, Material Reliability Program: Development of Material Constitutive Model for Irradiated Austenitic Stainless Steels, 1020958, Final Report, October (2010).

³ NUREG/CR-7027, O.K. Chopra (Argonne National Laboratory), Manuscript Completed: January 2010, Date Published: December 2010.

Fedorova⁴らが報告している下記の式(3.1.1-5)の予測式がある。

$$\sigma_{th}^{IASCC}=415 \times \exp[-2.56 \times 10^{-2}(\text{dpa}-3)]+217 \quad (3.1.1-5)$$

- そこで、本研究では、その予測式を参考にして本データベースに対して包括した下限線を予測するための式について検討した結果を下記の式(3.1.1-6)及び図3.1.1-13に示す。

$$\sigma_{th}^{IASCC}=360 \times \exp[-6.5 \times 10^{-2}(\text{dpa}-3)]+385 \quad (3.1.1-6)$$

- 文献の線図を参考にし、収集したIASCC発生データを包絡するようにSUS316CWに対するIASCC発生しきい応力線(下限線：図中の赤点線)を検討した結果、ロシア研究者の報告している下限線(図中の青点線)はかなり保守的であることがわかった(図中の30dpaのデータは、SUS304-高Li環境のデータであるために、鋼種及び試験環境の違いがあると判断し、下限線の評価に含めないとした)。
- 本研究で検討して得た上記の下限線は、国プロIASCC研究のIASCC発生しきい応力線とほぼ同様な傾向となった。
- また、照射温度、試験温度、試験環境(DH、Li濃度)、フラックス(照射速度)、鋼種(SUS304、SUS316CW)、試験法(単軸、曲げ)に対する影響を踏まえた定式化は、データベースが少なく現状明確に区分した評価が困難となる課題が残る。

⁴ V. Fedorova, B. Margolin, Proceedings of the ASME 2013 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2013, PVP2013-97949.



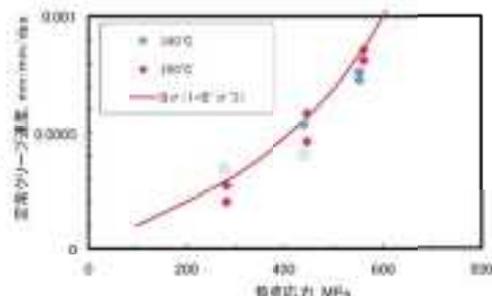
図 3.1.1-13 SCC 発生データベースにおける照射量に対する SCC 発生しきい応力線（下限線）評価結果

④ 応力特性：照射緩和試験（クリープ&リラクゼーション）

- ・ クリープに関しては、図 3.1.1-14 に示すように、炉内構造物の応力評価として、JNES 国プロの IASCC 研究⁵にて検討された下記の式(3.1.1-7)がある。
- ・ 現状、上記の予測式が妥当として適用されていることから、本研究での新たな予測式の作成は考えていない。

$$\varepsilon = A \cdot \sigma \cdot [1 - \exp(-A' \cdot F)] + B_0 \cdot \sigma (1 + B_1 \cdot \sigma^3) \cdot F \quad (3.1.1-7)$$

ε : クリープ歪み (-)
 σ : 応力 (MPa)
 A : 係数 $A = 0.733 \times 10^{-6} / \text{MPa}$
 A' : 係数 $A' = 4.3 / \text{dpa}$
 B_0 : 係数 $B_0 = 0.975 \times 10^{-6} / (\text{dpa} \cdot \text{MPa})$
 B_1 : 係数 $B_1 = 0.328 \times 10^{-9} \text{MPa}^{-3}$
 F : 照射量 (dpa)
 温度依存: 無し



出典: 09原高報-0012「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書」平成20年度 平成21年9月 (独立行政法人 原子力安全基盤機構)

図 3.1.1-14 照射緩和（クリープ）の予測式

⁵ 独立行政法人 原子力安全基盤機構 国プロ 09 原高報-0012 「平成 20 年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書」平成 21 年 9 月 (2009) 等

⑤ 応力特性：スウェリング試験

- スウェリングに関しては、炉内構造物の応力評価として、Foster-Flinn の予測式⁶の照射速度での補正^{7,8}した下記の式(3. 1. 1-8)の予測式が検討されている。

$$S = (\% \Delta V/V_0) = A \times (\text{dpa} \times 107/1.25) - 0.73 \times (\text{dpa}/4.9)^2$$

$$A = \exp(-1.591 + 0.245T - 1.210T^2 - 1.384T^3 - 1.204T^4) \quad (3. 1. 1-8)$$

$$T = (t - 490)/100$$

- そこで、この式につき、収集したデータベースにつき予測線の妥当性を検討した結果を図 3. 1. 1-15 に示す。
- PWR 照射材は、SUS316CW のシングルチューブとバッフルフォーマボルトのデータが主体である。
- シングルチューブは照射温度が低く (330°C以下)、スウェリングも小さく、照射量の依存性は小さい (0.05%以下)。一方、バッフルフォーマボルトは、シングルチューブに比べて、照射温度が高く (330°C以上)、照射量が低いもののスウェリングが大きい (それでも 0.2%程度)。
- SUS316CW シングルチューブは照射温度が低く (290~320°C)、スウェリングも小さく、上記補正式では、照射温度 320°C、照射速度 $10^{-7} \sim 10^{-8}$ dpa/sec で整理可能であった。
- SUS316CW ボルトは、シングルチューブに比べて、照射温度が高く (約 340°C)、照射量が低いもののスウェリングが大きく、上記補正式では、照射温度 340°C、照射速度 $10^{-8} \sim 10^{-9}$ dpa/sec で整理可能であった。
- また、EPRI MRP-135⁹では、SUS304及びSUS316CWに対して、それぞれ下記の式(3. 1. 1-9)、(3. 1. 1-10)の予測式が報告されている。

●SUS304 のスウェリング式

$$S' (\%/dpa) = 2 \times \phi \times \dot{\phi}^{(-0.731)} \times \exp[22.106 - 18558/(t + 273.15)] \quad (3. 1. 1-9)$$

⁶ J. P. Foster and J. E. Flinn, Journal of Nuclear Materials, Vol.89, p.99 (1980).

⁷ 亀山 雅司, 千種 直樹, 久保 登, 片山 正章, 溶接学会論文集 第23巻 第1号, p.77 (2005).

⁸ T. Matsubara, T. Tsutsui, Y. Kamei, M. Kitsu, Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD 7, Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs, SFEN, French Nuclear Energy Society, 016-A069 (2010).

⁹ EPRI MRP-135-Rev.1, Material Reliability Program: Development of Material Constitutive Model for Irradiated Austenitic Stainless Steels, 1020958, Final Report, October (2010).

●SUS316CWのスウェリング式

$$S' (\%/dpa) = 0.9 \times [10.0 + 2\phi (1 - \exp(-0.010\phi))] \times \dot{\phi}^{(-0.731)} \quad (3.1.1-10) \\ \cdot \exp[22.106 - 18558/(t + 273.15)]$$

ここで、 $\% \Delta V/V_0$ はスウェリング量(%), t は温度($^{\circ}\text{C}$), $\dot{\phi}$ はdpaレイト(10^{-7}dpa/sec), ϕ は中性子照射量(dpa)

- その結果、材料の観点では、SUS304 に対して、SUS316CW よりもスウェリングが大きくなる傾向が認められた。
- 照射温度の観点では、温度が低いほど、スウェリングが小さく、温度が高いほど、大きくなる傾向である (Foster-Flinn 式の照射速度 (dpa レイト) 補正式も同様)。
- dpa レイトの観点では、dpa レイトが小さいほど、スウェリング量も大きくなる傾向が認められた (Foster-Flinn 式の照射速度 (dpa レイト) 補正式も同様)。
- 現状、上記の予測式が妥当として適用されていることから、本研究での新たな予測式の作成は考えていない。

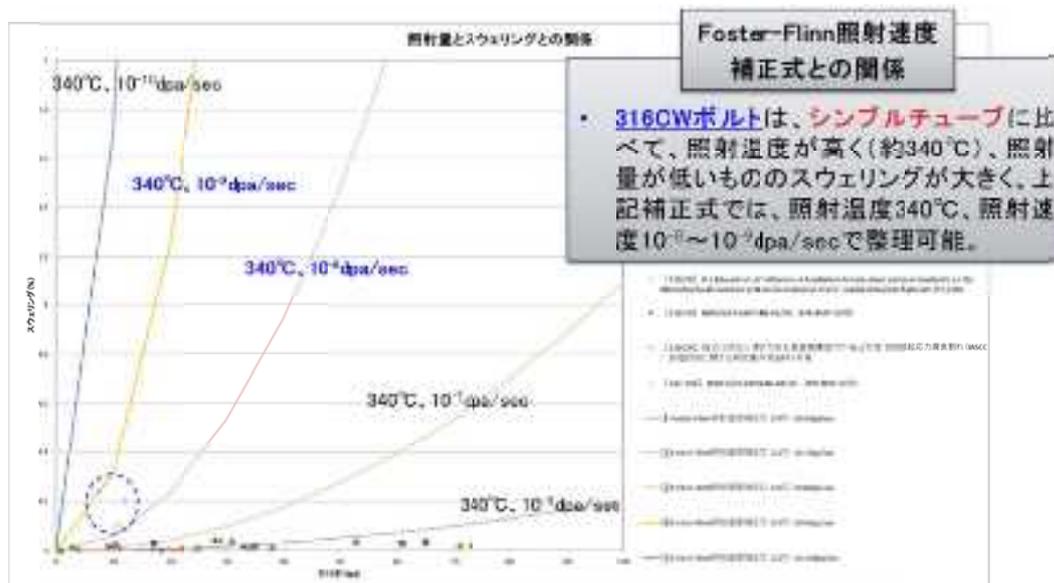
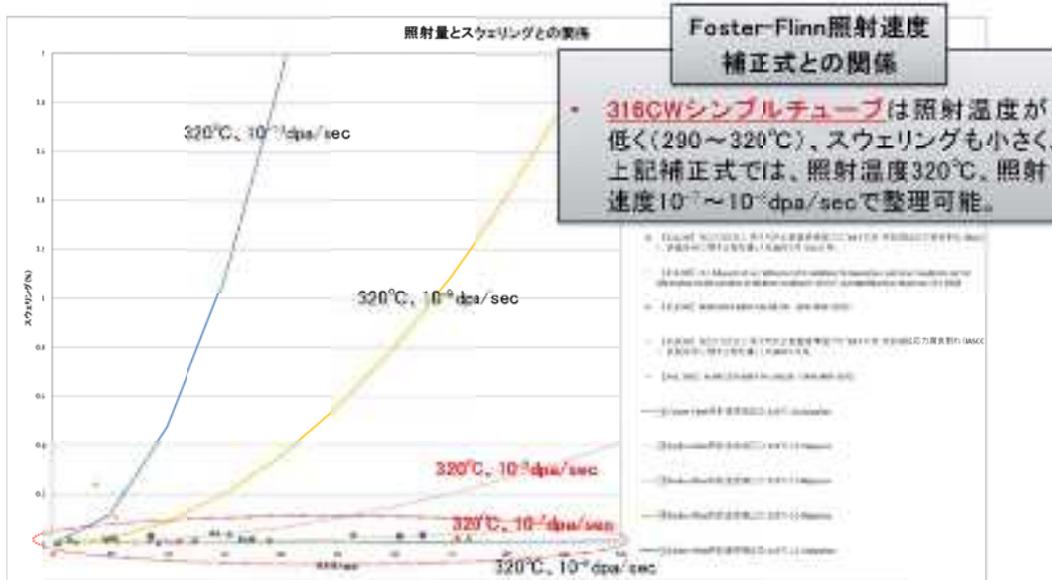


図3.1.1-15 スウェリングデータベースに対する Foster-Flinn 照射速度補正式を用いた評価結果

(d) まとめ

本年度は、以下の成果を得た。本年度までの成果につき、データベースと予測式の状況と見通しについてまとめたものを表 3.1.1-3 及び表 3.1.1-4 に示す。

a) データベース構築

- データベース構築の完成に向けて、PWR&BWR のデータベースの整合を図り、収集項目の順番の見直しなどを実施した。
- データベース構築に追加して、照射緩和、スウェリング試験データのデータベース項目を抽出した。
- 照射緩和に関しては、定式化されている JNES 国プロ IASCC 研究データ、過去の国プロの研究成果などの知見を反映し、エクセルでのデータベース化を実施した。
- スウェリングに関しては、エクセルでのデータベース化を実施。実機バップルフォーマボルトのように、照射温度が高いボルト材はスウェリングも大きく、照射温度が低いシンプルチューブ材はかなり小さい傾向が認められた。

b) 予測式の検討

- 引張試験の照射特性（照射量 vs 引張特性）に関しては、H24 年度に収集した引張試験データベースに基づき、EPRI MRP-135 を参照してデータを検証した。
- SUS316CW に対しては、ほぼ満足する予測線が得られた。但し、10dpa 以下の照射挙動に対して、照射温度の影響が考慮できていないため、予測式の見直しを実施した。SUS304 に関しては、現状データベースが少なく、BWR データ含めて調整が必要である。
- 真応力-真歪み線の定式化として、10dpa 以下の SUS316CW の挙動の形式化のために、Swift 式を用いた照射量及び耐力依存性に関する予測式を検討した。
- SCC 発生試験の SCC 発生しきい応力線（照射量 vs 負荷応力）に関しては、文献などを参考に、IASCC 発生の下限データを基にした線図を検討中であるが、IASCC 発生データに関する各種条件に不明確なものがあり、そのまま実機の IASCC 評価への使用に対しては課題が残る。
- スウェリング試験に関しては、予測式による妥当性を検討した。

また、照射材の引張性質の予測式に関しては、上記の検討結果を踏まえ、H25 年度の照射劣化研究会及び作業会にて協議した結果、表 3.1.1-5 及び表 3.1.1-6、図 3.1.1-16、図 3.1.1-17 の成果を得た。

(e) 今後の方針

上記の H25 年度までの成果を踏まえて、以下の検討を今後の方針とする。

- a) データベースの構築
- ・ 炉内構造物の高経年化とその審査に統一的に使用できる照射材データベースにつき、拡張して収集した、照射緩和試験（クリープ&リラクゼーション）及びスウェリング試験のデータにつき、データベースを構築の充実化を検討する。
- b) 予測式の検討
- ・ 上記 a) に基づき、国内外の種々の予測式とこれまでの知見、確率論的評価を念頭においた材料特性のばらつきの設定法を考慮して、最適な予測式の設定を H25 年度に継続して検討する。

表 3.1.1-3 照射材のデータベースと予測式の状況と今後の見通し (PWR) (1/2)

材料特性		健全性評価上のニーズ	データベース		予測式		
			データの質と過不足	拡充の必要性 (拡充計画)	既存の式の状況	新しい予測式の必要性	新式作成の可能性
引張特性	応力歪曲線	<ul style="list-style-type: none"> 構造解析の基本となるデータであり必須 標準となる式は国内にはなく必要に応じて作成されるが検証はされていない 	<ul style="list-style-type: none"> 約 30 点 (デジタルデータとして活用できるもの) 316CW のみ 実機照射のみ <74dpa, 290-340℃ 照射量と温度が限られる 	<ul style="list-style-type: none"> 一様伸びを示す範囲の照射量のデータ 304 データ 	<ul style="list-style-type: none"> 国内で公開使用されている式はない (発電技検 PLEX データのみ) 既存式は EPRI MRP のみ MRP 式はデータとの一致が悪い 	<ul style="list-style-type: none"> 構造解析の基本式として推奨式を作成しておくことにより、健全性評価とその審査の信頼性が確保される 	<ul style="list-style-type: none"> Swift 式に基づき推奨式を作成 0.2%耐力等の特性値からの予測を採用 材料 (現状、316CW のみ)、照射条件等のパラメータ化は今後可能な限り取込む予定
	0.2%耐力、引張強さ等	<ul style="list-style-type: none"> 構造解析の基本となるデータであり必須 標準となる予測式は国内にはない 	<ul style="list-style-type: none"> 約 230 点 316CW と一部 304 国内&海外データ 実機 FTT/BFB データ <74dpa, 290-340℃ FBR 照射データ 	<ul style="list-style-type: none"> 304 データ 	<ul style="list-style-type: none"> 国内で公開使用されている式はない (発電技検 PLEX データのみ) 既存式は EPRI MRP のみ MRP 式はデータとの一致が悪い 	<ul style="list-style-type: none"> 同上 	<ul style="list-style-type: none"> 経験式として推奨式 (MRP 式の改良) が作成可能 基本パラメータは dpa 材料 (304, 316CW)、照射条件等のパラメータ化は今後可能な限り取込む
破壊靱性	破壊靱性値	<ul style="list-style-type: none"> 炉心そう等の欠陥評価に不可欠 	<ul style="list-style-type: none"> 約 50 点 316CW と一部 304 実機部材データのみ valid なデータはない FBR データも含めた検討はある 	<ul style="list-style-type: none"> valid なデータ (比較的大型の照射材が必要) 	<ul style="list-style-type: none"> 国内で公開使用されている式はない (発電技検 PLEX の下限データを元にした評価程度) PWR を対象とした既存式はない 	<ul style="list-style-type: none"> 現時点での必要性は高くない 	<ul style="list-style-type: none"> PWR/BWR 共通的な式が作成可能 (ただし、PWR 照射材データは、valid ではないために式化には適さない)
	JR 曲線	<ul style="list-style-type: none"> 同上 	<ul style="list-style-type: none"> FTT データが数点あるのみ valid なデータはない 	<ul style="list-style-type: none"> 同上 	<ul style="list-style-type: none"> 国内で公開使用されている式はない PWR を対象とした既存式はない 	<ul style="list-style-type: none"> 同上 	<ul style="list-style-type: none"> 同上
304 : 304 ステンレス鋼			dpa : はじき出し損傷量				
316CW : 316 冷間加工ステンレス鋼			DH : 溶存水素				
BFB : バップルフォーマボルト			Zn : 亜鉛				
FBR : 高速増殖炉							

表 3.1.1-4 照射材のデータベースと予測式の状況と今後の見通し (PWR) (2/2)

材料特性		健全性評価上のニーズ	データベース		予測式		
			データの質と過不足	拡充の必要性 (拡充計画)	既存の式の状況	新しい予測式の必要性	新式作成の可能性
IASCC	発生	<ul style="list-style-type: none"> BFBの評価に不可欠 発生しきい応力に基づく評価が現実的 	<ul style="list-style-type: none"> 約 250 点 316CW、極一部 304 20-74dpa は定荷重データが豊富 (ただし、FTT) 低照射量データが少ない BFBの高照射量データがない 中性子束や温度の影響が不足 	<ul style="list-style-type: none"> 低照射量データ (10dpa 以下)、水質影響データ (DH、ほう酸、リチウム、Zn 注入) 中性子束や照射温度依存性に関するデータ 実機 BFB の寿命末期評価のための高照射量データ 	<ul style="list-style-type: none"> dpa だけの予測式などの試みがあるが広く知られたものはない 	<ul style="list-style-type: none"> 標準式を作成しておくことにより評価と審査の透明性を確保できる 	<ul style="list-style-type: none"> 現状の限定されたデータからとなるが IASCC 発生しきい値を評価する標準式 (ロシア式の改良) を作成 材料 (現状、CW316 のみ)、試験条件、照射条件等のパラメータ化は今後可能な限り取込む予定
	進展	<ul style="list-style-type: none"> BFB や炉心そう等への進展評価は無し 	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 特に無し 	<ul style="list-style-type: none"> 現時点での必要性はあまり高くない 	-
照射緩和		<ul style="list-style-type: none"> BFB や炉心そうの応力レベルの評価に不可欠 	<ul style="list-style-type: none"> 約 110 点 IASCC 事業データ 316CW 他 【DB 拡充中】 高応力のデータは少ない 中性子束や温度の影響のデータはほとんどない 	<ul style="list-style-type: none"> 高応力のデータ 中性子束や照射温度の影響のデータ 304 や溶接部評価のデータ 	<ul style="list-style-type: none"> IASCC 事業成果として新しいクリープ式が提案されている 	<ul style="list-style-type: none"> データベースの拡充がないため既存の式を利用することが合理的 データ拡充があった段階で見直しを実施 	-
スウェリング		<ul style="list-style-type: none"> BFB の評価にはバップルやフォーマのスウェリングが不可欠 	<ul style="list-style-type: none"> 約 50 点 316CW と一部の 304, 347 PWR 条件に合う、照射温度 (290~340℃) を考慮できる高照射、低中性子束データはほとんどない 	<ul style="list-style-type: none"> 照射温度 (290~340℃) を考慮した高照射、低中性子束に関する 304 データ 	<ul style="list-style-type: none"> FBR データに基づく Foster-Flinn 照射速度補正式が使用されている 	<ul style="list-style-type: none"> データベースの拡充がないため既存の式を利用することが合理的 データ拡充があった段階で見直しを実施 	-
304 : 304 ステンレス鋼			dpa : はじき出し損傷量				
316CW : 316 冷間加工ステンレス鋼			DH : 溶存水素				
BFB : バップルフォーマボルト			Zn : 亜鉛				
FBR : 高速増殖炉							

表 3. 1. 1-5 照射材の機械的性質の予測式 (H25 年度 照射劣化研究会&作業会成果のまとめ (PWR)) (1/2)

項目	H25 年度のまとめ	H26 年度に向けた検討課題																													
<p>①-1: 降伏応力、引張強さ、一様伸び、破断伸び (最確式)</p>	<ul style="list-style-type: none"> Rev. 0 式を作成 dpa の関数で式化 ⇒ $M = C + A \cdot [1 - \exp(-\phi t/B)]$ PWR: ~300°C、SUSCW316 <table border="1" data-bbox="658 518 1429 699"> <thead> <tr> <th>炉型</th> <th>材料・温度</th> <th>係数</th> <th>YS (MPa)</th> <th>UTS (MPa)</th> <th>UE (%)</th> <th>TE (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">PWR</td> <td rowspan="4">SUS316CW ・300°C近傍</td> <td>A</td> <td>441.0</td> <td>342.8</td> <td>10.63</td> <td>10.04</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>7.740</td> <td>0.807</td> <td>0.047</td> <td>0.448</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>858.1</td> <td>884.7</td> <td>11.18</td> <td>18.10</td> </tr> <tr> <td>標準偏差 平均数</td> <td>84.0 156</td> <td>73.0 156</td> <td>3.0 156</td> <td>8.4 156</td> </tr> </tbody> </table> <p>YS:0.2%耐力, UTS:引張強さ, UE:一様伸び, TE:全伸び</p>	炉型	材料・温度	係数	YS (MPa)	UTS (MPa)	UE (%)	TE (%)	PWR	SUS316CW ・300°C近傍	A	441.0	342.8	10.63	10.04	B	7.740	0.807	0.047	0.448	C	858.1	884.7	11.18	18.10	標準偏差 平均数	84.0 156	73.0 156	3.0 156	8.4 156	<ul style="list-style-type: none"> 室温の式 (PWR) 温度効果 (PWR) 冷間加工の式化 BP 共通式の可能性
炉型	材料・温度	係数	YS (MPa)	UTS (MPa)	UE (%)	TE (%)																									
PWR	SUS316CW ・300°C近傍	A	441.0	342.8	10.63	10.04																									
		B	7.740	0.807	0.047	0.448																									
		C	858.1	884.7	11.18	18.10																									
		標準偏差 平均数	84.0 156	73.0 156	3.0 156	8.4 156																									
<p>①-2: 真応力-真歪み関係 (最確式)</p>	<ul style="list-style-type: none"> Rev. 0 式を作成 基本式は Swift 式、n=0.5 ⇒ $\sigma = k(a + \epsilon)^{0.5}$ k と a の式化 <ul style="list-style-type: none"> ◇ $\epsilon=0$ として降伏応力にフィッティング ◇ k は照射で変化しない=一定 ◇ a は dpa の一次式で近似 降伏応力式に対応した材料区分 <table border="1" data-bbox="658 1117 1429 1246"> <thead> <tr> <th>炉型</th> <th>材料・温度</th> <th>係数</th> <th>dpa一次式</th> <th>σ_y一次式</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">PWR</td> <td rowspan="4">SUS316CW ・300°C近傍</td> <td>n(一定)</td> <td>0.5</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td>k(一定)</td> <td>1022</td> <td>1022</td> </tr> <tr> <td>a</td> <td>0.0341dpa+0.2647</td> <td>0.001σ_y-0.1979</td> </tr> <tr> <td>データ数</td> <td>12</td> <td>12</td> </tr> </tbody> </table>	炉型	材料・温度	係数	dpa一次式	σ_y 一次式	PWR	SUS316CW ・300°C近傍	n(一定)	0.5	0.5	k(一定)	1022	1022	a	0.0341dpa+0.2647	0.001 σ_y -0.1979	データ数	12	12	<ul style="list-style-type: none"> 降伏応力式の検討を反映したチェック PWR 式のデータによる確認 (真応力-真歪み) 										
炉型	材料・温度	係数	dpa一次式	σ_y 一次式																											
PWR	SUS316CW ・300°C近傍	n(一定)	0.5	0.5																											
		k(一定)	1022	1022																											
		a	0.0341dpa+0.2647	0.001 σ_y -0.1979																											
		データ数	12	12																											

表 3.1.1-6 照射材の機械的性質の予測式 (H25 年度 照射劣化研究会&作業会成果のまとめ (PWR)) (2/2)

項目	H25 年度のまとめ	H26 年度に向けた検討課題
③破壊靱性 (最確式)	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR 式の検討 ・ モデル式の検討 (より適切な式の有無)
④IASCC ⑤応力緩和 ⑥スウェリング	<ul style="list-style-type: none"> ・ ・ H25 年度はデータと既存式の収集 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 既存式を参考に式を検討

0.2%耐力 (YS) と引張強さ (UTS)

一様伸び (UE) と全伸び (TE)

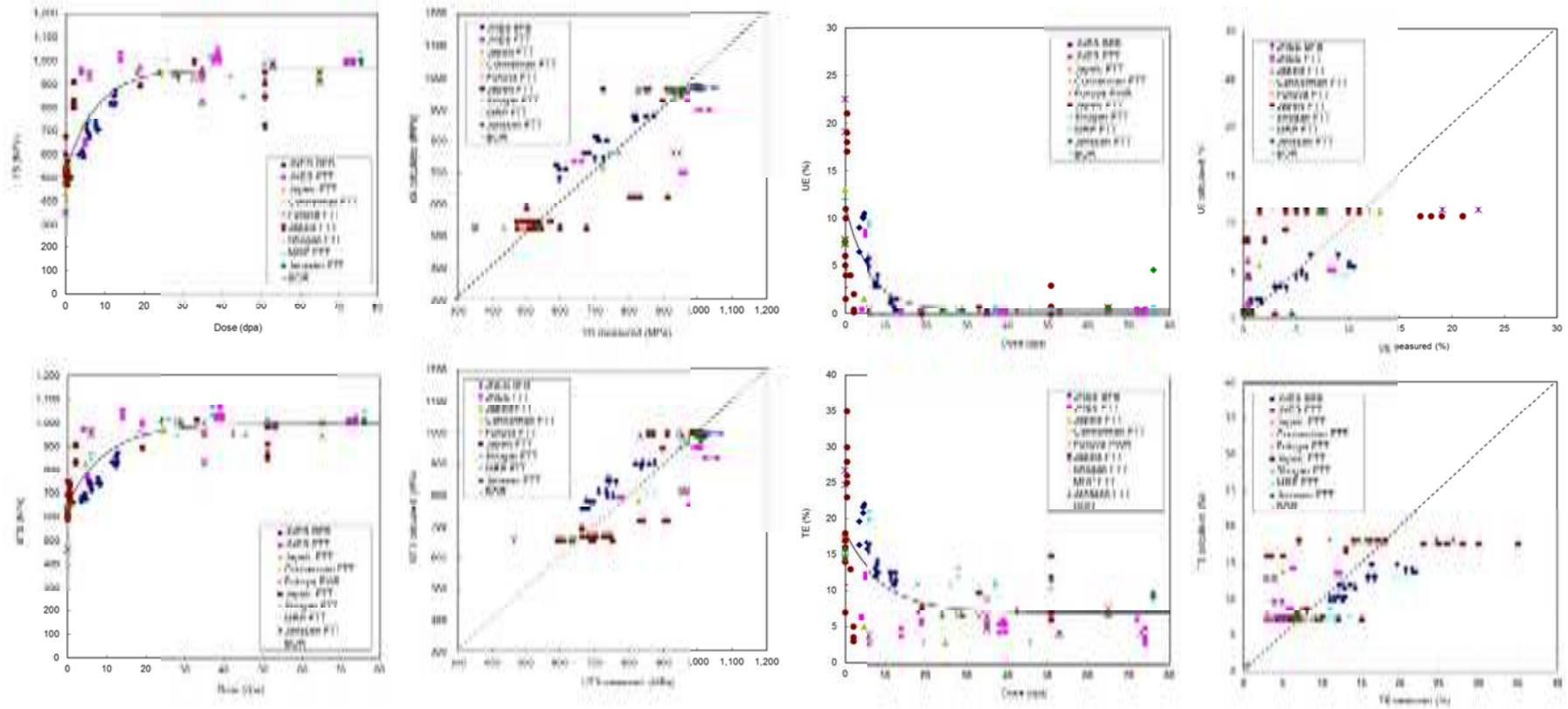


図 3.1.1-16 引張特性に対する予測式の妥当性検討 (H25 年度 照射劣化研究会&作業会成果のまとめ (PWR))

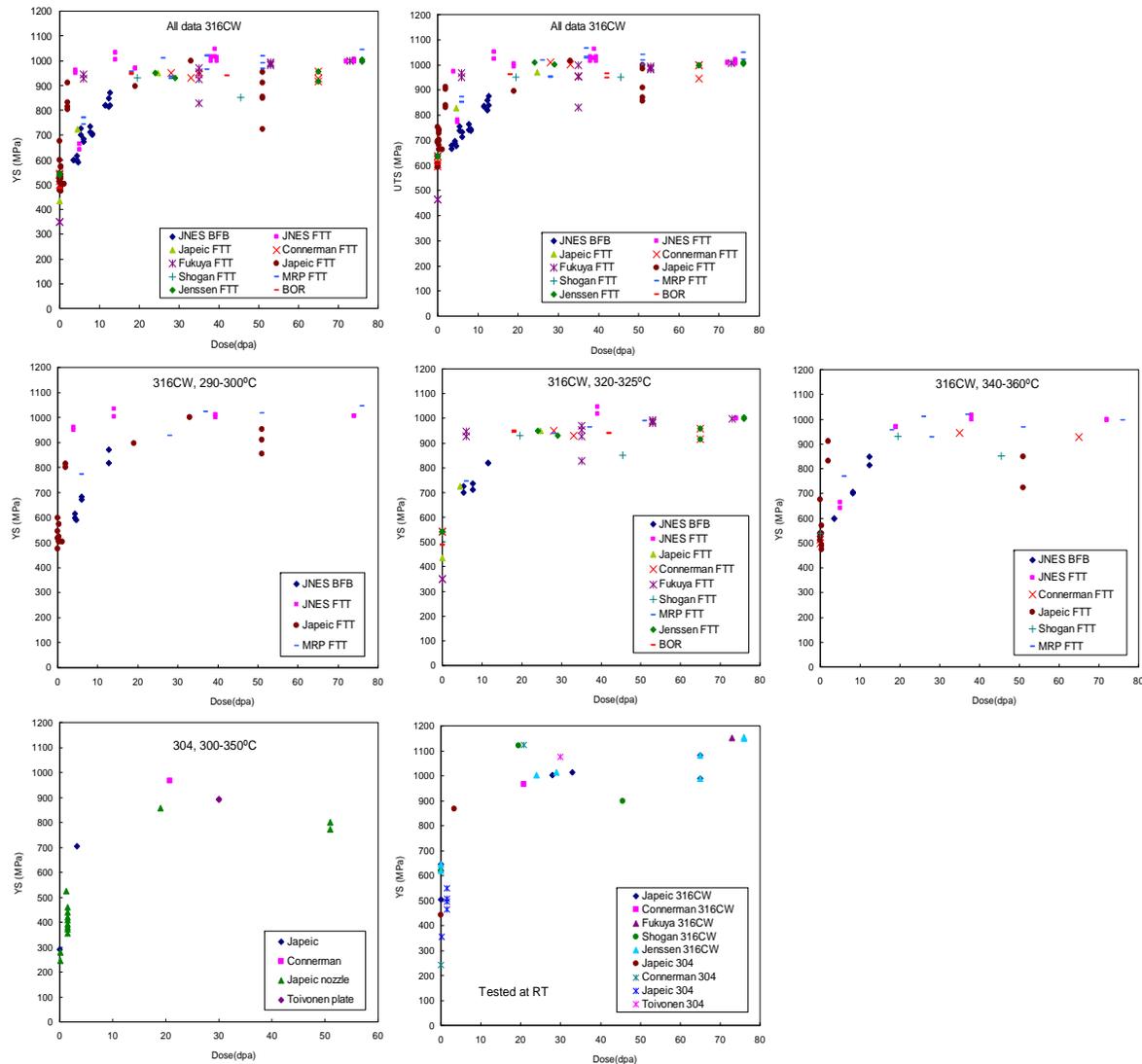


図 3.1.1-17 引張特性に対する特徴 (H25 年度 照射劣化研究会&作業会成果のまとめ (PWR))

引張特性 (PWR)

- 照射温度と試験温度は 290-350°C。照射温度が不明のデータが多い。
- 試験温度の差はあまりはっきりしない。飽和レベルはほぼ同じ。
- SUS304 は SUS316CW よりも飽和レベルがやや低いようにも見える。
- BOR データは PWR データの範囲内にある。
- 中性子束の不明なデータが多く、その影響はわからない。



2) BWR 照射材データベースの構築および予測式の検討

BWR 炉心・炉内構造物に使用されている材料の中性子照射による性質変化に関するデータに関し、規制当局の審査や事業者の評価に合理的に使用できる質と形式を具備したデータベースを整備することを目的に、国内外の文献等からデータ収集する。データベースの対象とする材料特性は、各種の機械的性質、IASCC の発生・進展、破壊じん性、応力緩和等の炉心・炉内構造物の健全性評価に必要と考えられる特性とし、文献等からのデータの収集を行うとともに照射条件や試験条件等に基づきデータの質に関するスクリーニングを行いデータベースを構築する。また、BWR 炉心・炉内構造物に使用されている材料の中性子照射による変化を適切に記述できる材料特性の予測式を整備することを目的として、文献等で提案されている経験式や半機構論式を調査し、適切な予測パラメータと式の形式について検討する。

(a) データベースの抽出

BWR 炉内構造物として使用されているオーステナイトステンレス鋼を対象としたデータベースを作成する。健全性評価に不可欠な材料特性予測法と中性子照射による主たる特性変化として、以下の試験データを調査した。

- a) 機械的性質 : ①引張試験 ②破壊じん性試験 ③硬さ試験 ④応力緩和試験
- b) SCC 特性 : ⑤SCC 発生試験 ⑥き裂進展試験

最新知見のデータベースを構築するために、主に以下の文献を対象に調査を実施した。

- Int. Symp. on Env. Degradation of Materials in Nucl. Power Systems-Water Reactors
- Corrosion
- Journal of Nuclear Materials
- Fontevraud International Symposium
- ICAP
- 原子力学会欧文誌
- 原子力学会予稿集
- 電力共同研究報告書

収集したデータにつき、PWR 側とのデータと共通化させて整理を図ることを視野に入れて、データベースの項目を以下のように抽出した。

(i) 共通項目 (番号、材料、照射条件など)

DB No.、試験片番号 No.、材料番号 No.、照射炉、照射環境、採取部位、照射時形状、詳細鋼種、鋼種、冷間加工率(%)、材料組成 (C, Si, Mn, P, S, Ni, Cr, Mo, Nb, Ti, B, Cu, N, Co, Fe (wt%))、熱処理条件、照射量 (n/m^2 ($E>1MeV$), dpa)、中性子フラックス (dpa/s)、照射温度 ($^{\circ}C$)

(ii) 引張試験 ((i)項目に追加)

試験環境、試験温度 (°C)、試験片形状、平行部断面積 (mm²)、平行部長さ (mm)、引張ひずみ速度 (/s)、0.2%耐力 (MPa)、引張強さ (MPa)、一様伸び (%)、全伸び (%)、絞り (%)、加工硬化指数、応力-ひずみ線図、備考、出展

(iii) 破壊じん性試験 ((i)項目に追加)

試験環境、試験温度 (°C)、試験片形状、試験片厚さ (mm)、正味厚さ (mm)、試験片幅 (mm)、機械き裂長さ (mm)、初期き裂長さ (mm)、初期リガメント (mm)、疲労予き裂長さ (mm)、き裂方向、 J_Q (KJ/mm²)、 J_{IC} (KJ/mm²)、Tearing Module dJ/da 、KIC 換算 (MPa√m)、0.2%耐力 (MPa)、引張強さ (MPa)、一様伸び (%)、全伸び (%)、絞り (%)、破壊じん性曲線 (J vs 照射量)、J-R 曲線、開口幅-荷重曲線、備考、出展

(iv) 硬さ試験 ((i)項目に追加)

試験環境、試験温度 (°C)、測定試験片、測定組織、硬さ、保持時間、0.2%耐力 (MPa)、引張強さ (MPa)、一様伸び (%)、全伸び (%)、備考、出展

(v) 応力緩和試験 ((i)項目に追加)

試験環境、試験温度 (°C)、測定試験片、測定組織、硬さ、保持時間、0.2%耐力 (MPa)、引張強さ (MPa)、一様伸び (%)、全伸び (%)、備考、出展

(vi) SCC 発生試験 ((i)項目に追加)

試験環境、試験温度 (°C)、試験環境 (DO(ppm), DH(ppm) DH(cc/kg), B(ppm), Li(ppm))、試験片形状、平行部断面積 (mm²)、平行部長さ (mm)、採取方向、負荷方式、負荷応力 σ (MPa)、0.2%耐力 σ_y (MPa)、応力比 σ/σ_y 、破断時間符号、試験時間 (hr)、導電率符号、導電率 ($\mu S/cm$)、ECP (mVS HE)、割れ有無、SCC 発生図、備考、出展

(vii) き裂進展試験 ((i)項目に追加)

試験片形状、試験温度 (°C)、試験片厚さ (mm)、負荷制御方式、応力拡大係数 (MPa√m)、き裂進展速度 (m/s)、溶存酸素濃度 (DO(ppm))、溶存水素濃度 (DH(ppm))、出口導電率 ($\mu S/cm$)、ECP (mVS HE)、破面 SEM 写真有無、備考、出展

以上の項目につき、EXCEL ベースのデータベースを作成した。なお、これらのデータベースは損傷量(dpa)により整理および評価されることが多い。そこで、損傷量の表記のないものについては一般的に用いられている高速中性子照射量と損傷量の関係である $7 \times 10^{24}n/m^2=1dpa$ により換算した。

(b) データベースの構築

a) 引張試験

文献調査により収集した引張試験のデータ例を図 3.1.1-18 に示す。構築した引張試験データベースを表 3.1.1-7 に示す。データベースから作成した諸特性の損傷量依存性を図 3.1.1-19 に示す。損傷量の増加に伴い、強度の上昇と伸びの減少が生じる一般的にオーステナイトステンレス鋼に見られる照射効果が確認された。これらのデータから損傷量に対する 0.2%耐力 (YS)、引張強さ (UTS)、一様伸び (UE)、全伸び (TE) の鋼種依存性は明瞭

ではなかった。このため、全てのデータを用いて各項目の損傷量依存性を示す以下の関係式を得た。図 3. 1. 1-19 にこれらの関係式から得られた近似曲線も示した。

$$0.2\% \text{耐力} : \quad \sigma_{0.2} = 194.122 + 622.699 \left(1 - \exp \frac{-dpa}{2.371} \right) \quad (3.1.1-11)$$

$$\text{引張強さ} : \quad \sigma_{UTS} = 441.391 + 450.808 \left(1 - \exp \frac{-dpa}{4.535} \right) \quad (3.1.1-12)$$

$$\text{一様伸び} : \quad \epsilon_U = 34.447 - 32.971 \left(1 - \exp \frac{-dpa}{1.677} \right) \quad (3.1.1-13)$$

$$\text{全伸び} : \quad \epsilon_T = 40.280 - 31.481 \left(1 - \exp \frac{-dpa}{1.653} \right) \quad (3.1.1-14)$$

b) 破壊じん性試験

文献調査により収集した破壊じん性試験のデータ例を図 3. 1. 1-20 図 3. 1. 1-20 に示す。国内では、実機シュラウドや上部格子板を用いた破壊じん性試験も行われている。また、試験片の採取方向によっては同じ試験片であっても破壊じん性値が大きくなることもあり、データの取り扱いには注意が必要である。構築した BWR 破壊じん性試験データベースを表 3. 1. 1-8 に示す。データベースより作成した破壊じん性値の損傷量依存性に NRC、EPRI、機械学会の評価式による線図を合わせて図 3. 1. 1-21 に示す。損傷量の増加に従って破壊じん性値は低下する傾向が見られた。

照射量に対する破壊じん性の評価式はいくつか検討されている。西村らはボイド合体型の破壊機構に基づく延性破壊モデル式に中性子照射量の項を導入し、照射材の破断ひずみおよび破壊じん性評価式を構築した¹⁰。EPRI の Carter らは BWR 実機材データを基に破壊じん性評価式を作成した¹¹。Chopra は種々の照射温度 (90–427°C) / 試験温度 (100–427°C) で評価したオーステナイトステンレス鋼の破壊じん性値の定式化を検討し¹²、さらに幾つかの照射材データを加えて NRC/EPRI における破壊じん性値の照射量依存性の評価式を検討している (図 3. 1. 1-22)¹³。Carter と Chopra らが作成した評価式はいずれも試験により得られた破壊じん性に対する下限のフィッティングカーブに等しく、メカニズムに起因し

¹⁰ 西村誠二ら、“ステンレス鋼の破壊じん性に及ぼす照射の影響に関する検討”：日本原子力学会 2000 年秋の大会予稿集

¹¹ R. G. Carter and R. M. Gamble: “Assessment of the fracture toughness of irradiated stainless steel for BWR core shrouds”, Fontevraud 5, September 25, 2002, Fontevraud, France.

¹² O. K. Chopra et al: “FRACTURE TOUGHNESS OF IRRADIATED WROUGHT AND CAST AUSTENITIC STAINLESS STEELS IN BWR ENVIRONMENT” 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems Whistler, British Columbia August 19 - 23, 2007

¹³ O. K. Chopra: International BWR & PWR Materials Reliability Conference and Exhibit Show, National Harbor, MD, 2012

たものでは無いことに注意する必要がある。図 3. 1. 1-23 に作成した破壊じん性のデータベースに EPRI と NRC が作成した評価式と日本機械学会維持規格線図をプロットした。いずれの評価式も収集した破壊じん性のデータの下限值を表している。

宮田らは破壊じん性値と機械的特性との相関を調べ、以下の関係式を得ている¹⁴。

$$K_c = a\sigma_c \left(\frac{\sigma_c}{\sigma_y} \right)^b \quad (3. 1. 1-15)$$

ここで、 σ_c は劈開応力、 σ_y は降伏応力、a、bは定数である。本項では、 $\sigma_c = \sigma_{UTS}$ 、 $\sigma_y = \sigma_{0.2}$ として、(3. 1. 1-11)、(3. 1. 1-12)および(3. 1. 1-15)式を用いて破壊じん性値の評価式作成を試みた。図 3. 1. 1-23 にデータベースの破壊じん性値と各機関の下限線と共に本項で作成した下限線を示す。本項で検討した下限線は 1dpa 以下の損傷領域で下限値を良く表しているが、1dpa 以上では下限線を下回るデータも散見される。前述したように同一材であっても採取方向により破壊じん性値が異なる場合もあり、今後データの見直し等も含めて破壊じん性の予測式を検討していく。

c) 硬さ試験

構築した BWR 硬さ試験データベースを表 3. 1. 1-9 に示す。データベースから作成した硬さの損傷量依存性、硬さと 0.2%耐力の関係を図 3. 1. 1-24 に示す。損傷量に対する硬さの変化には鋼種の明瞭な依存は見られず、3dpa を超えると HV330 程度の硬さとなる。また、多くの文献で指摘されているように収集したデータベースにおいても 0.2%耐力と硬さには直線関係が得られた。

d) 応力緩和試験

構築した BWR 応力緩和試験データベースを表 3. 1. 1-10 に示す。データベースから作成した応力比の損傷量依存性を図 3. 1. 1-18 に示す。損傷量の増加に従って応力比は低下する傾向が見られた。

e) SCC 発生試験

文献調査により収集した SCC 発生試験のデータを図 3. 1. 1-26 に示す。SCC 発生試験に関するデータは極めて少なく、BWR 実機材を用いて試験を行ったデータのみであり貴重である。構築した SCC 発生試験データベースを表 3. 1. 1-11 に示す。

f) き裂進展試験

文献調査により収集したき裂進展試験のデータ例を図 3. 1. 1-27 図 3. 1. 1-20 に示す。き裂進展試験結果は試験条件に強く依存するため、荷重制御方法、水質等のデータが不足す

¹⁴ 宮田隆司、大塚昭夫、三林雅彦、土師利昭、栗飯原周二：“Local Fracture Criterion による破壊じん性の推定”、材料，37，pp. 897（1988）

ると結果のミスリードをもたらす可能性がある。このため、これらの試験条件の記載がある文献からデータベースを作成した。結果として収集されたデータベースは国内取得データのみとなった。収集したき裂進展試験のデータを HWC 条件と NWC 条件に分けて図 3.1.1-28 に示す。構築したき裂進展試験データベースを表 3.1.1-12 に示す。

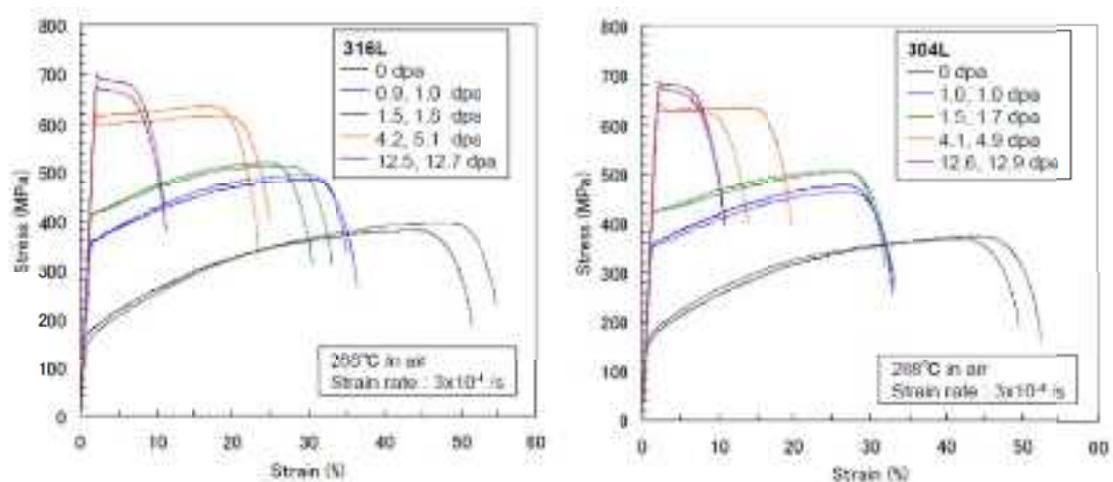


Figure 1. Tensile test results

図 3.1.1-18 文献調査により収集した BWR 条件での 316L および 304L の引張試験データ¹⁵

¹⁵ Kenichi Takakura, Kiyotomo Nakata et al.: "CRACK GROWTH BEHAVIOR OF NEUTRON IRRADIATED L-GRADE AUSTENITIC STAINLESS STEELS IN SIMULATED BWR CONDITIONS", Proceedings of 14th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, American Institute of Mining, Metallurgical, and Petroleum Engineers, 2009

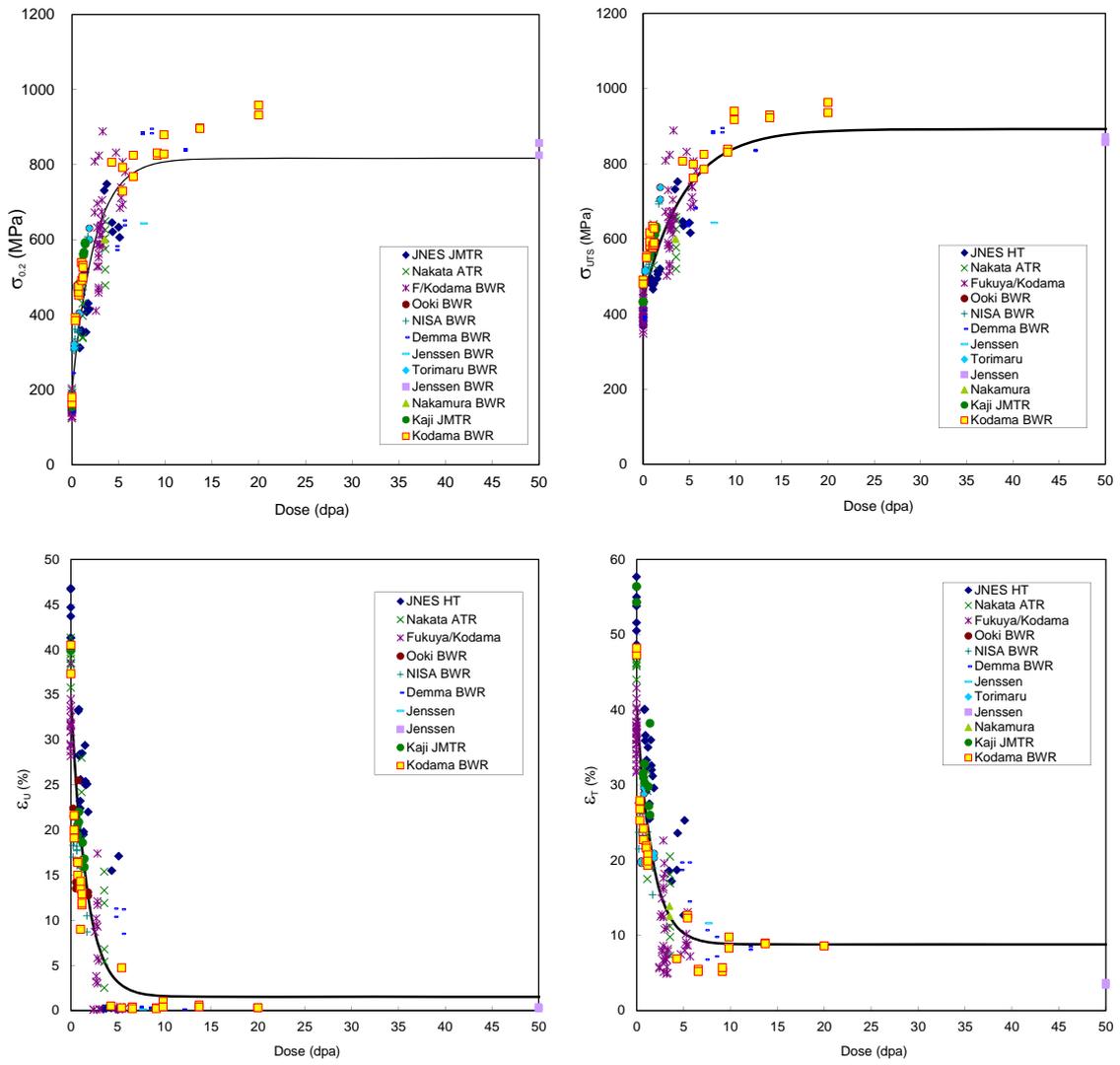


図 3.1.1-19 BWR 引張データベースより作成した諸特性の損傷量依存性

Table 3.2
Summary of J_{IC} (J/HAZ)

Ref.	Material	RT Test	Load/Time	Modulus (GPa)	J _{IC} (J/m ²)	J _{IC} (J/HAZ)	Temperature (°C)		
							200	300	350
1a	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1b	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1c	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1d	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1e	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1f	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1g	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1h	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1i	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1j	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1k	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1l	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1m	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1n	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1o	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1p	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1q	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1r	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1s	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1t	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1u	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1v	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1w	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1x	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1y	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000
1z	304 SS	RT	1000	1.9 × 10 ¹¹	40	20	2000	1000	1000

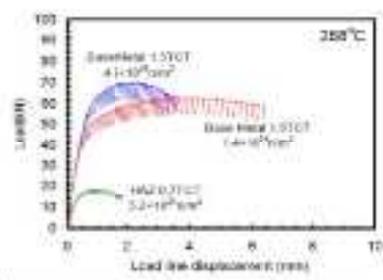


Figure 3.1 Typical load-displacement curves for irradiated type 304 SS (J_{IC} tests) at 288°C.

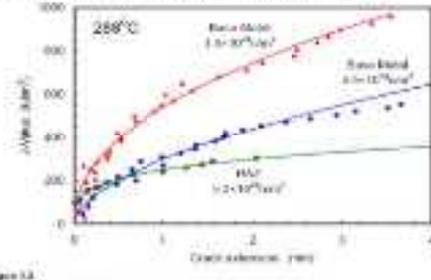


Figure 3.2 A series of irradiated type 304 SS J_{IC} tests at 288°C.

図 3.1.1-20 文献調査により収集した破壊じん性試験データ¹⁶

¹⁶ Tadahiko Torimaru et al.: “Fracture Toughness of Austenitic Stainless Steels after BWR Irradiation”, Fontevrand 7, 2010

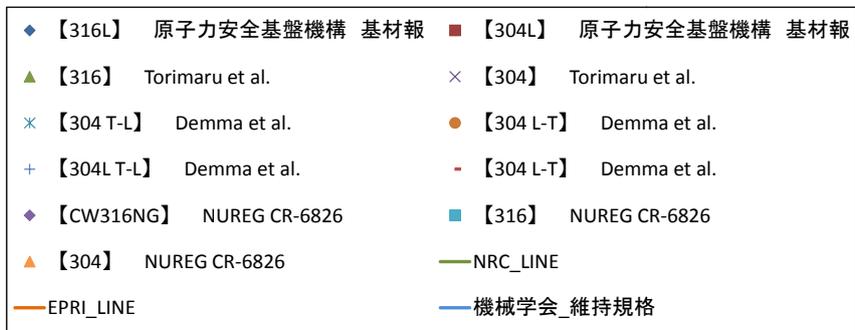
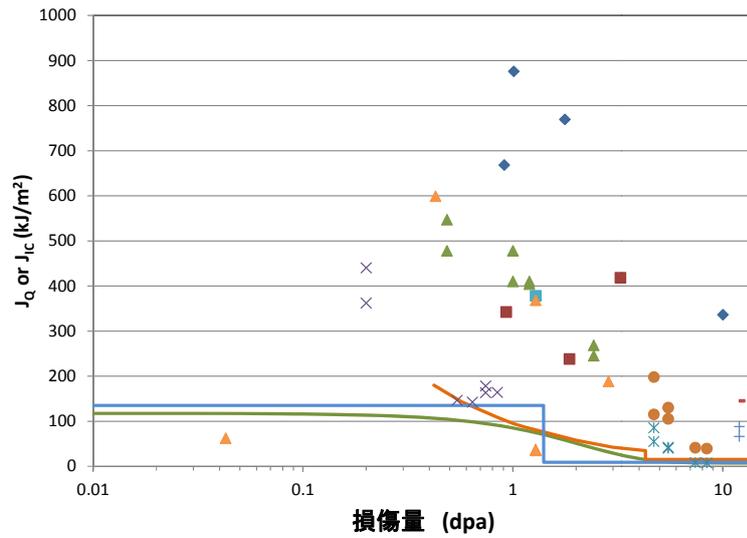


図 3. 1. 1-21 BWR 破壊じん性データより作成した破壊じん性値の損傷量依存性

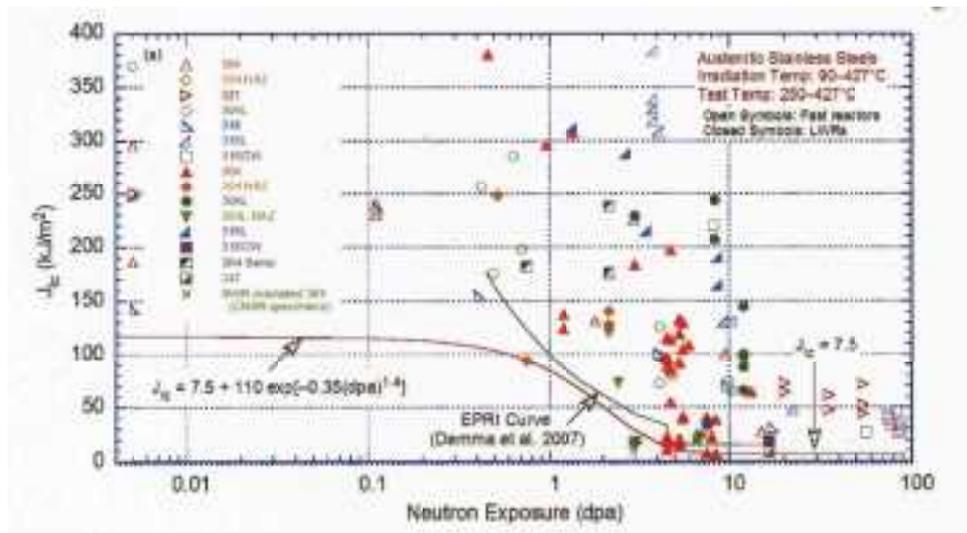


図 3. 1. 1-22 NRC による破壊じん性評価式¹⁷

¹⁷ O. K. Chopra: International BWR & PWR Materials Reliability Conference and Exhibit Show, National Harbor, MD, 2012

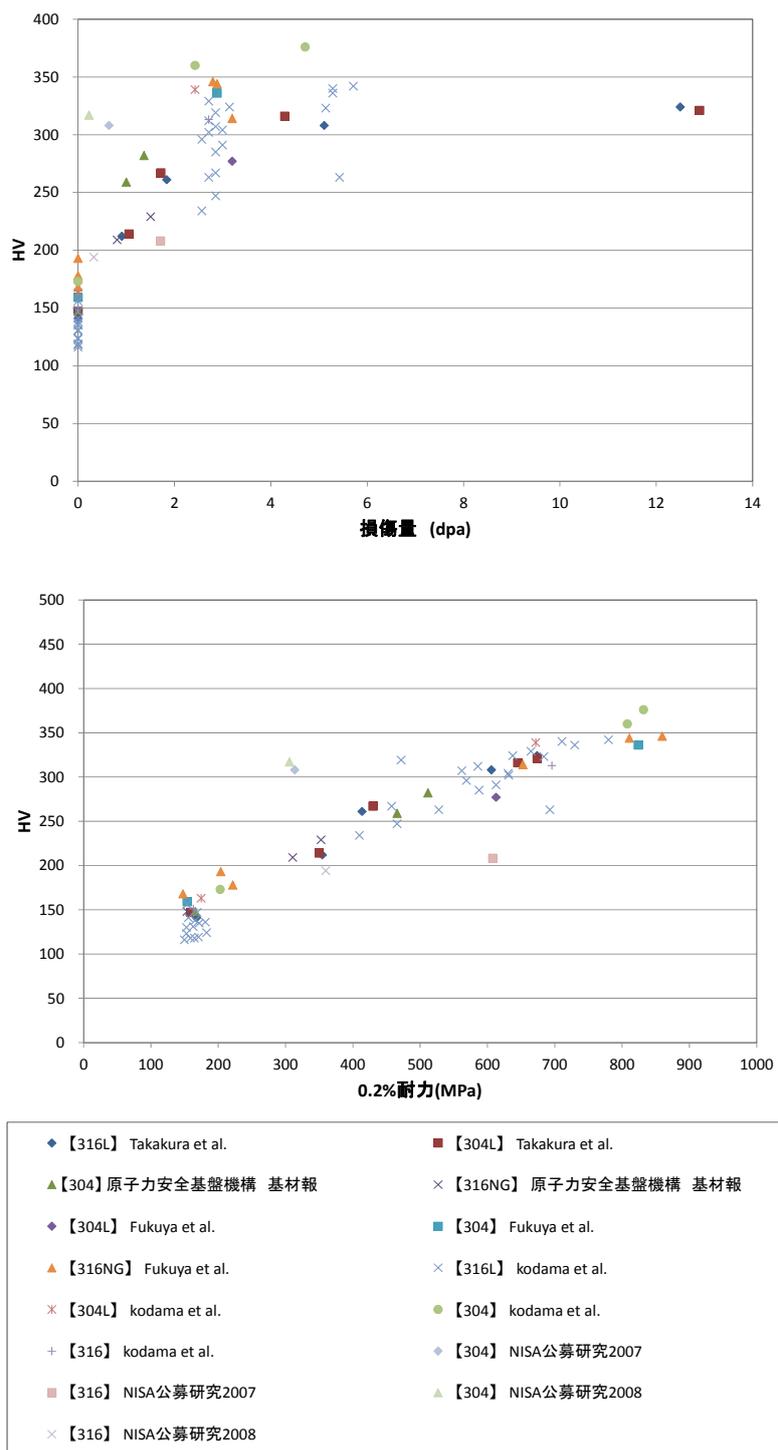


図 3. 1. 1-24 硬さの損傷量依存性(上)、硬さと 0. 2%耐力の関係(下)

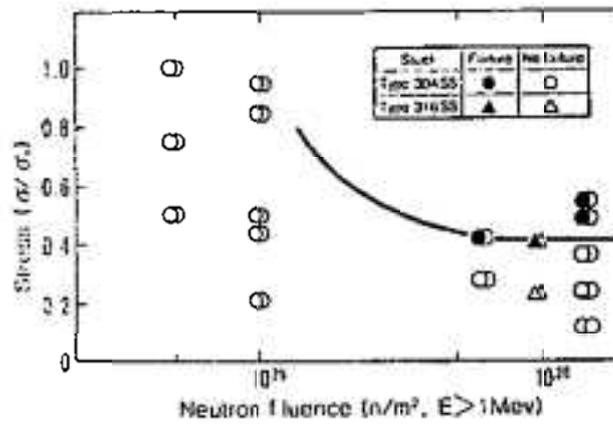


Figure 6. UCL test results as a function of stress(σ/σ_0) and fluence (DO=32 ppm).

図 3.1.1-26 文献調査により収集した BWR 条件での SCC 発生試験データ¹⁸

表 3.1.1-11 BWR 条件での SCC 発生試験データベース

¹⁸ R. Katsura et al., "Effect of Stress on IASCC in Irradiated Austenitic Stainless Steels", Proc. 6th Int. Symp. on Env. Degradation of Materials in Nuclear Power System-Water Reactors, Aug.1-5, San Diego, CA, 1993.

Table 4. CGR test results under constant load conditions

Alloy	Sampling position ⁽¹⁾	Specimen size	Specimen thickness B (mm)	ID	Flow (MPa)	DO level ⁽²⁾	K _{app} (MPa√m)	da/dt ⁽³⁾ (m/a)
316L	HT	B5TCT	12.7	A208	1.9	DO1	23.5	4.7E-10
						DO1	25.6	1.0E-09
						DO3	27.1	<2.7E-11 ⁽⁴⁾
				A207	1.7	DO1	26.2	6.7E-10
			DO3			26.6	<3.0E-12 ⁽⁴⁾	
			6.4	A301	4.5	DO1	11.3	1.2E-09
						DO3	11.7	1.9E-11
				A302	4.2	DO1	16.7	2.0E-09
						DO3	16.2	5.7E-11
				A303	4.0	DO1	22.0	2.7E-09
	DO3	27.3				9.2E-10		
	A307	4.1	DO1	24.3	3.4E-09			
			DO2	28.7	3.5E-09			
	HAZ	12.7	B102	1.9	DO1	15.2	2.0E-10	
DO3					15.7	<6.9E-12 ⁽⁴⁾		
B201				1.5	DO1	15.3	6.7E-10	
					DO3	16.3	<1.2E-11 ⁽⁴⁾	
304L	HT	B5TCT	6.4	H306	3.8	DO1	10.5	1.1E-09
						DO3	14.3	1.7E-09
				H307	4.4	DO2	25.3	1.5E-09
						DO1	37.1	1.7E-09 ⁽⁵⁾
			H304	3.8	DO1	41.2	4.7E-10 ⁽⁵⁾	
					DO3	41.2	4.7E-10 ⁽⁵⁾	
	5.8	H403	13.5	DO1	11.8	1.0E-09		
				DO2	12.7	1.0E-10		
HAZ	12.7	K202	1.2	DO1	21.0	9.4E-10		
				DO2	22.7	1.9E-10		

- (1) HT: Base metal with heat treatment (1030°C x10min—W/Q), HAZ: Heat affected zone
- (2) DO1 (<52ppbDO at inlet, Target ECP: >150mV_{corr})
DO2 (50-100ppbDO at inlet, Target ECP: 0mV_{corr})
DO3 (10-20ppb DO at inlet, Target ECP: >200mV_{corr})
- (3) da/dt = (Average SCC crack length during the estimated period) / (Time during the CGR estimated period)
Average crack length was obtained by dividing the area of SCC by the width of SCC.
- (4) Not detected. da/dt = (3 μ (Dispersion of DCPD data) / (Time during the CGR estimated period))
= (3.5μm) / (Time during the CGR estimated period)
- (5) This data was obtained in order to evaluate the crack growth behavior at the K value over the other present¹¹⁻¹³ and ASTM E399 criteria.

CRACK GROWTH BEHAVIOR OF NEUTRON IRRADIATED L-GRADE AUSTENITIC STAINLESS STEELS IN SIMULATED BWR CONDITIONS

Kenichi Takakura

図 3.1.1-27 文献調査により収集したき裂進展試験データ¹⁹

¹⁹ Kenichi Takakura, Kiyotomo Nakata et al.: "CRACK GROWTH BEHAVIOR OF NEUTRON IRRADIATED L-GRADE AUSTENITIC STAINLESS STEELS IN SIMULATED BWR CONDITIONS", Proceedings of 14th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, American Institute of Mining, Metallurgical, and Petroleum Engineers, 2009

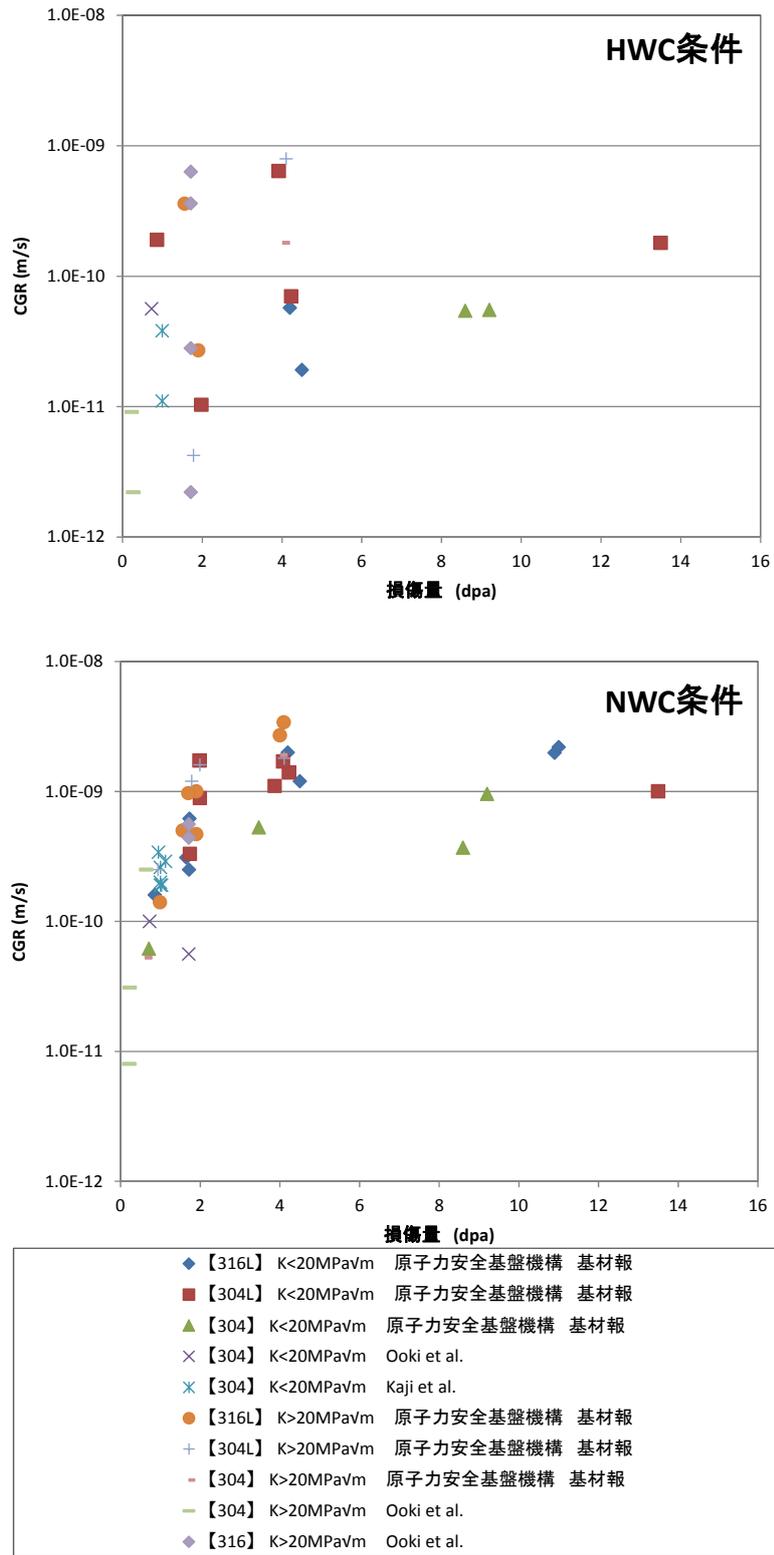


図 3. 1. 1-28 文献調査により収集した BWR 条件でのき裂進展試験データ

力-真ひずみ関係を適切に表す構成式は Swift 式が有効であることがわかった。

Swift 式により照射オーステナイトステンレス鋼の真応力-真ひずみ曲線を損傷量をパラメータとして記述することが本研究の目的の一つである。そこで、Swift 式(3.1.1-16)のパラメータに以下の損傷量依存性があると仮定してフィッティングを行った。

$$k=k_1+k_2 \cdot dpa \quad (3.1.1-18)$$

$$a=a_1+a_2 \cdot dpa \quad (3.1.1-19)$$

ここで、 k_1 、 k_2 、 a_1 、 a_2 はいずれも定数である。図 3.1.1-30 に示すフィッティングの結果によると k はほとんど損傷量依存性はなく定数であり、 a には損傷量依存性があることがわかった。したがって、照射材の真応力-真ひずみ曲線を表す Swift 式は損傷量を関数として以下の式で示されると仮定した。

$$\text{Swift 式: } \sigma = k(a_1 + a_2 \cdot dpa + \epsilon)^{0.5} \quad (3.1.1-20)$$

昨年度取得した SUS316L 照射材の真応力-真ひずみ関係に対して(3.1.1-20)式でフィッティングした結果を図 3.1.1-31 に示す。いずれの照射条件においても(3.1.1-20)式で作成した真応力-真ひずみ関係は最大 11%の誤差で実測値と良い一致を示していることがわかる。

b) BWR 引張データベースの活用

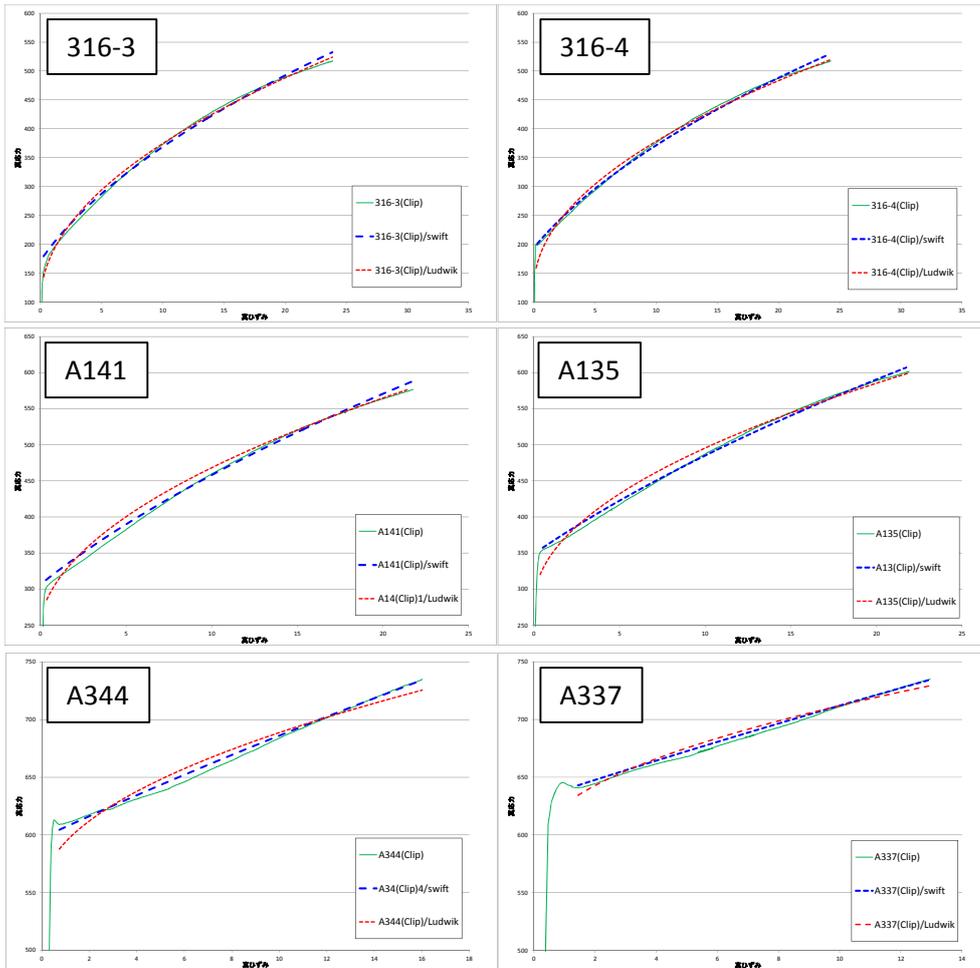
文献調査により得られるオーステナイトステンレス鋼の公称応力-ひずみ曲線または真応力-真ひずみ曲線はほとんどないのが実情であり、鋼種や照射炉による構成式の違いがあるのかを確認することは困難である。一方、表 3.1.1-7 に示したように文献に記載されている引張特性は 0.2%耐力、引張強さ、全伸びがほとんどである。そこで、構築した引張データベースを活用した Swift 式による構成式の記述が可能か検討した。具体的には、(3.1.1-20)式において $\epsilon=0.2$ として 0.2%耐力の損傷量依存性を求めて、データベースにフィッティングしパラメータを確定した。鋼種および照射炉を分けてフィッティングを行った結果を図 3.1.1-32 に示す。このパラメータを用いて求めた真応力-真ひずみ関係と文献等から得られた真応力-真ひずみ関係を比較して図 3.1.1-33 に示す。この図から明らかなように、Swift 式と実測値の真応力-真ひずみ関係は 10%以内の誤差で良く一致している。このことから、データベースの 0.2%耐力の損傷量依存性を用いて Swift 式による真応力-真ひずみ関係を求めることは極めて有効であると考えられる。

以上のように真応力-真ひずみ関係の構成式の精度をあげるために、鋼種や照射炉などに細分化することは重要である。しかし、図 3.1.1-19 に示したように同じ鋼種、同じ照射炉であっても引張特性はバラツキを有することがわかる。また、前述したようにほとんどの文献データには応力-ひずみ曲線は示されていない現状では 0.2%耐力、引張強さなどから構成式を予測しなければならない。そこで、本項で実施した方法で、鋼種や照射炉などで分けずに構成式の一般形を作成する。図 3.1.1-34 に SUS304、SUS304L、SUS316 および SUS316L における 0.2%耐力の損傷量依存性を示す。(3.1.1-20)式でフィッティングして求めた Swift 型構成式は以下の式で示される。

$$\sigma = 120.9 \cdot (2.2 + 7.7 \cdot dpa + \epsilon)^{0.5} \quad (3.1.1-21)$$

c)破壊じん性予測式の再検討

上記検討により Swift 式によっても 0.2%耐力の損傷量依存性が表記できることがわかった。そこで、(3.1.1-15)式と Swift 式を用いた破壊じん性予測式を再検討した。具体的には、BWR 引張データベースの 0.2%耐力と引張強さの損傷量依存性を Swift 式で近似し、(3.1.1-15)の関係から破壊じん性予測式を求める。ここでは、試験片の採取方向で破壊挙動の異なったデータについてフィッティングを行った。にフィッティングの結果を図 3.1.1-35 に示す。この図からわかるように、Swift 式を用いて適切な破壊じん性モデル式と組み合わせることによって、個々の破壊じん性地を予測できる可能性がある



$$\text{Swift式: } \sigma = k(\epsilon + a)^{0.5}$$

$$\text{Ludwik式: } \sigma = \sigma_0 + k\epsilon^{0.5}$$

試料	dpa	swift			ludwik		
		k	a	標準偏差	k	σ_0	標準偏差
316-3	0	103.20	2.77	6.22	86.77	100.12	3.92
316-4	0	99.80	3.90	4.50	80.15	124.88	4.46
A141	0.71	107.61	8.13	4.95	73.73	232.39	5.22
A135	0.94	106.98	10.80	3.98	68.47	279.03	5.78
A344	4.48	106.69	31.36	2.16	43.89	549.95	7.84
A337	5.2	104.59	36.35	1.00	39.54	586.90	2.51

図 3. 1. 1-29 SUS316L の真応力-真ひずみ関係と Swift 式および Ludwik 式でフィッティングした真応力-真ひずみ関係

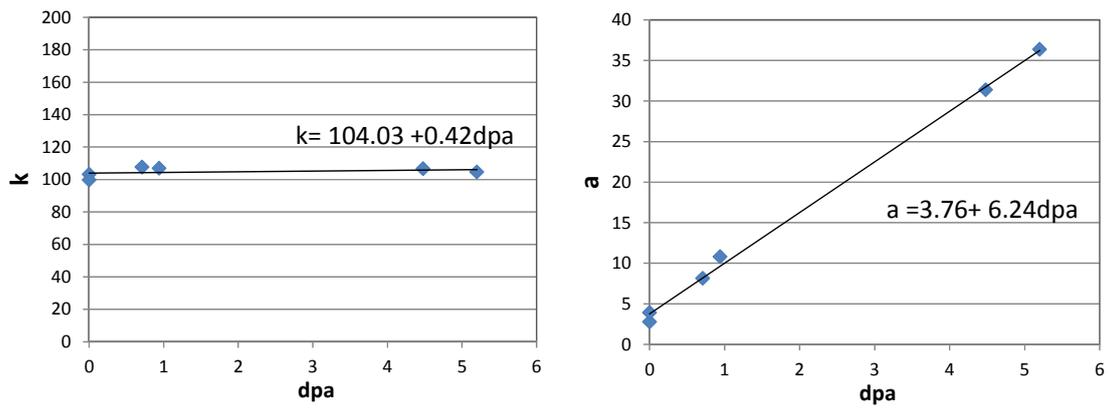


図 3. 1. 1-30 SUS316Lの真応力-真ひずみ関係にフィッティングしたSwift式パラメータの損傷量依存性

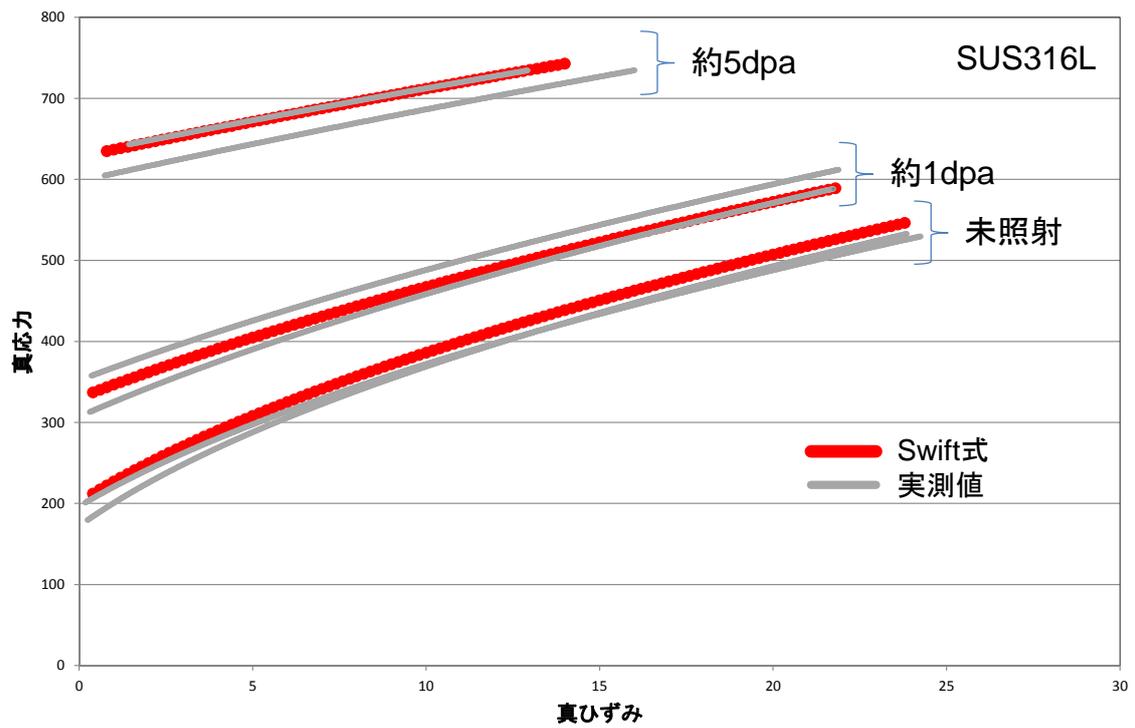
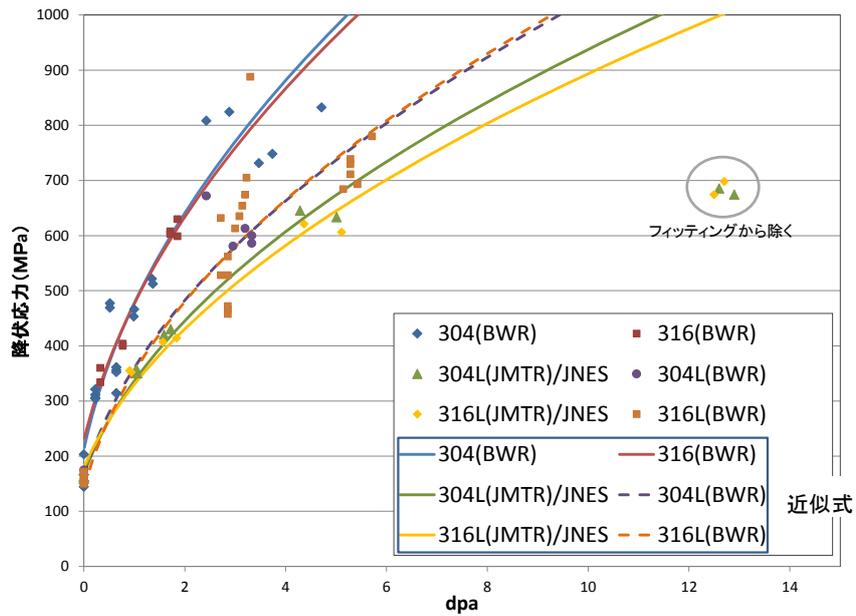


図 3. 1. 1-31 SUS316Lにおける損傷量を関数としたSwift式と実測値の真応力-真ひずみ関係比較



Swift式: $\sigma = k(a_1 + a_2 \cdot dpa + \epsilon)^{0.5}$

	k_1	a_1	a_2
304(BWR)	143	9.0	2.0
316(BWR)	141	8.8	2.4
304L(JMTR)	133	4.8	1.4
304L(BWR)	108	8.9	2.1
316L(JMTR)	103	7.2	2.8
316L(BWR)	98	11.0	1.8

図 3. 1. 1-32 鋼種および照射炉毎の Swift 式パラメータ

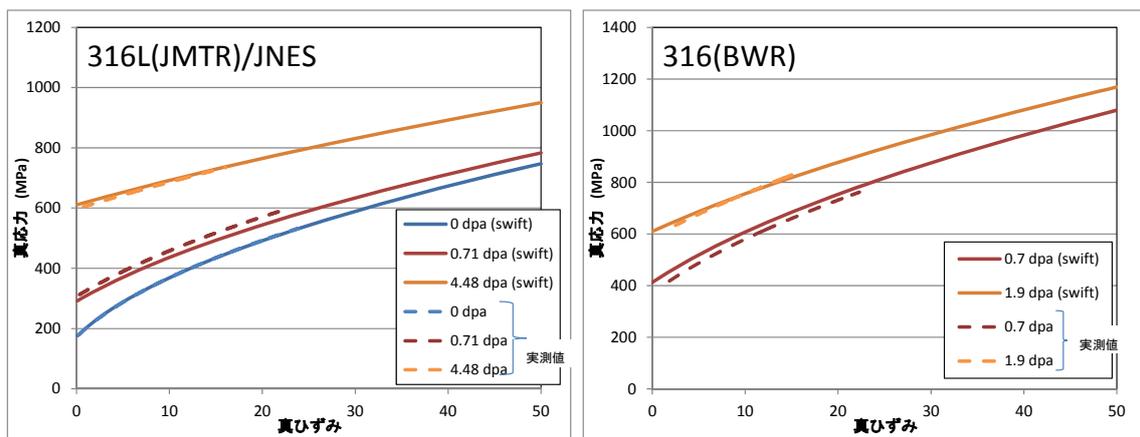


図 3. 1. 1-33 鋼種と照射炉の違いによる Swift 式と実測値の真応力-真ひずみ関係比較

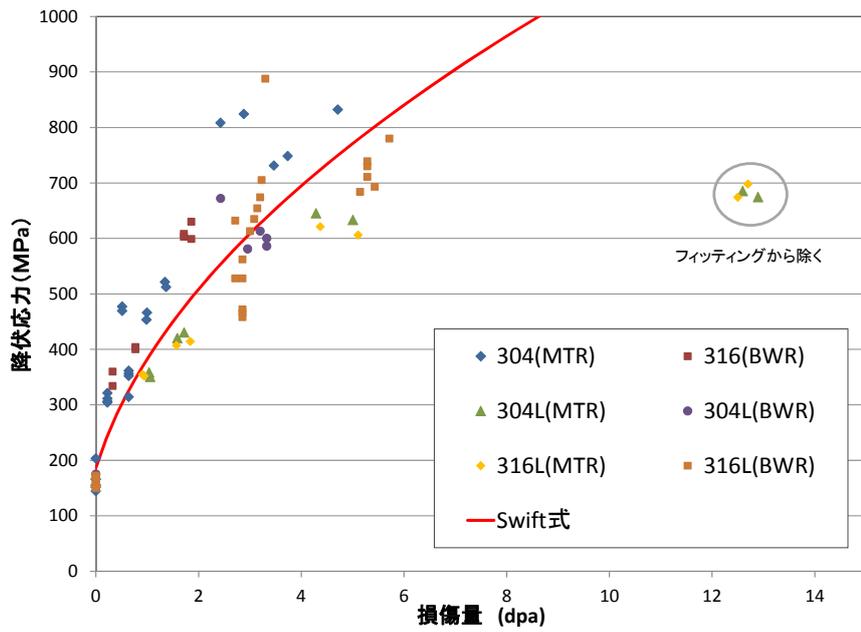


図 3.1.1-34 鋼種を分けずにフィッティングした Swift 式

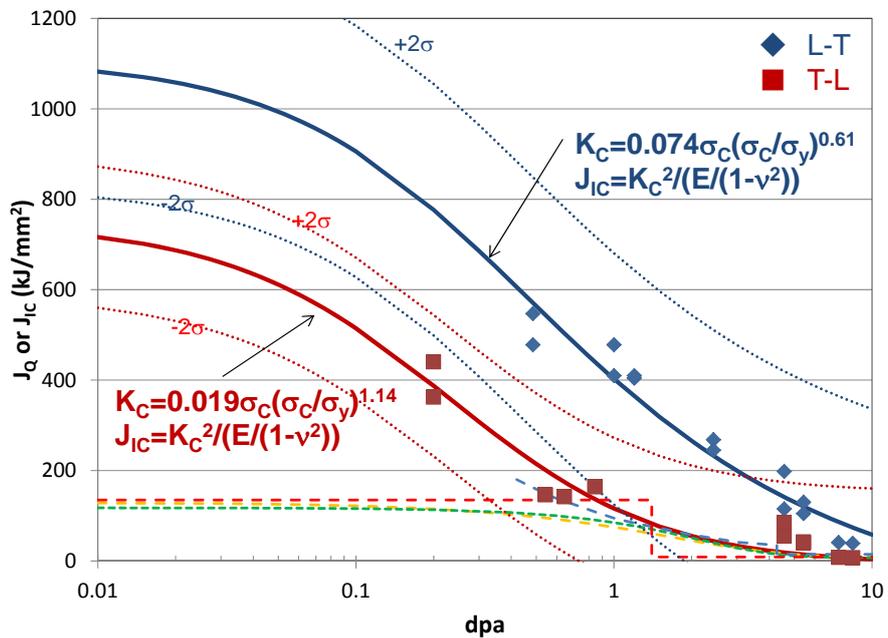


図 3.1.1-35 Swift 式を用いて得られた破壊じん性予測式

3) 予測式の検討

ここでは、中性子照射を受ける炉心・炉内構造物の安全機能評価に適用できる合理的な材料特性予測法と破壊評価法の提案に向け、中性子照射した炉内機器用オーステナイト鋼の応力-歪み関係、破壊靱性に関する結果を見直し、さらに非照射モデル材料を用いた試験結果を参照し、応力-歪み関係式等の素案の提案に向けた検討を行う。

(a) 照射硬化の照射量依存性

オーステナイト鋼の照射効果は、照射による転位密度の増加に依存すると考えられている。この依存性は、概ね、転位密度の平方根に従うとされている(転位ループが小さいと、歪み場が重なり効率は低下する)²⁰。

一方、照射により導入される転位ループの大きさには、温度依存性が有り、温度が高くなく原子空孔が移動しにくい温度(例えば、室温程度)では、転位ループの大きさは、照射量(弾き出し損傷量 dpa など)で表される)の 1/3 乗に従うが、温度が高くなり、原子空孔の動きが無視できない範囲になると、照射量に比例するとされており、これは、比較的単純なクラスターダイナミクスによる評価や、モデル照射実験で指摘されている^{21,22}。なお、照射量が余り高くなければ、照射中に増加する転位密度は、概ね、転位ループの成長によることになる。

結局、高くない温度では、オーステナイト鋼の降伏応力は、照射量の 1/6 乗に従い、照射温度の上昇に連れて、これが 1/2 乗に近づくように増加することになる(補 1 を参照)。そして、軽水炉の温度領域のように、中間的な温度の領域では、1/6 乗と 1/2 乗の中間的な値を採ることになるようである。このような関係を図 3.1.1-36 に示すが、100℃以下では、1/6 乗に近い、また、400℃近辺では(図では FBR 条件が対応)、1/2 乗に近い照射量依存性を示している。また、軽水炉程度の温度域では、1/3 乗に近くなるようである(厳密に、1/3 乗という意味ではない)²³。

ところで、オーステナイト鋼の耐力の照射量依存性を、図 3.1.1-37 に示す。これから分かるように、照射量が低い範囲では($<0.1\text{mdpa}$)、照射による影響は小さく(硬化しない)、次いで、照射量に従って硬化する領域に入り、さらに照射量が高くなると耐力は照射量に対して飽和する傾向を示すようになる。そして、ここで言う「照射量に従って硬化する領域」の照射量依存性が、1/3 乗に従っているように見えるのである。このため、耐力の照射量依存性は、照射による耐力の上昇が現れない領域(領域(I))、照射量のべき乗に従って硬化が生じる領域(領域(II))、耐力が照射量に対して飽和を示す領域(領域(III))に分けて取り扱うことが合理的に思われる。なお、ここで領域(I)は、非照射の段階で存在していた

²⁰ 例えば、R. L. Simmons and L. A. Hulbert, ASTM STP870, 1985, pp.820-839

²¹ 例えば、M. Kiritani, Sci. Rep. Res. Inst. Tohoku Univ. A, Vol. A40, 1994, pp. 195-204

²² 例えば、M. Kiritani, N. Yoshida, H. Takata, Y. Maehara, J. Phy. Soc. of Japan, Vol. 38, No. 6, 1975, pp. 1677-1686

²³ S. Jitsukawa, Y. Abe, N. Okubo and K. Suzuki, ASTM STP 1547, 2013, pp. 288-312

転位の量に対して、照射で導入される転位の量が少ない領域であり、また、領域(III)での飽和は、転位密度が十分に高く、照射で導入される格子間原子と原子空孔の大半が、点欠陥のシンクに流入し、微細組織の変化が停止する状況を反映していると考えられる(補 2 参照)。

なお、耐力の照射量依存性を、しばしば、

$$\sigma_y = \sigma_{y,unirr} + \sigma_{y,sat}(1 - \exp(-dpa/dpa_0)) \quad (3.1.1-22)$$

により近似する場合は有るが²⁴、この式による照射量依存性においても、領域の(I)、(II)及び(III)が現れる(図 3.1.1-38 耐力の照射量依存性の近似)。この式を用いれば、領域の(I)～(III)を単一の式でまとめて扱うことができ便利であるが、しかし、領域(II)での照射量依存性を合わせる場合に工夫が必要であり、さらに領域(I)及び(III)まで、まとめてあわせようとするときにさらに努力を要することになる。従って、利用に当たっては、用途に応じた得失で判断する必要がある。但し、3つの領域にわけ、ベキ乗による近似を用いる方法は、実測値に合わせやすいので、式(3.1.1-22)を調整する場合の比較対象にも用いることができよう。以下では、主に、この「ベキ乗の式」を用いる方法を用いて照射量依存性を示す。

「ベキ乗の式」等を用いて、1)PWR 照射材データベースの構築および予測式の検討、及び2) PWR 照射材データベースの構築および予測式の検討 で、紹介されている試験データの傾向に合わせた結果の例を図 3.1.1-39 に示す。図では、PWR 関係のデータと、BWR 関係の結果のそれぞれについて、1/3 乗の式での強度係数 A を定めた結果を示すが、その差は大きくない(A の値は、少ない照射量から硬化を始める BWR 関係のデータに対しては、563MPa が、PWR のデータについては、463MPa となった；最小二乗法で値を定めた)。炉型による差が小さくなった結果は、用いたデータの分布が比較的広がったことが一因と思われる(照射硬化後の耐力の分布の標準偏差は、しばしば、50MPa 以内になる²⁵)。これは、もちろん、様々な資料からの結果をまとめることになった帰結であるが、一方で、利用し得る照射データに限られることを反映している(補 3 参照)。

さらに、横軸の範囲を変えたプロットの例も図 3.1.1-40 に示すが、このように PWR 関係及び BWR 関係のデータを比べると、ある程度の違いが有り、BWR の場合の方が照射温度が低いためか、耐力の上昇が、少し、少ない照射量で生じ始めるようである。但し、現状では、この違いを含めて、どのような分解能や確からしきで取り扱うべきであるのかは明瞭にはできない。これは、データの分散を含め、データ数が限られるものであるためと言えよう。

²⁴ MRP-135-Rev.1, 2010, EPRI

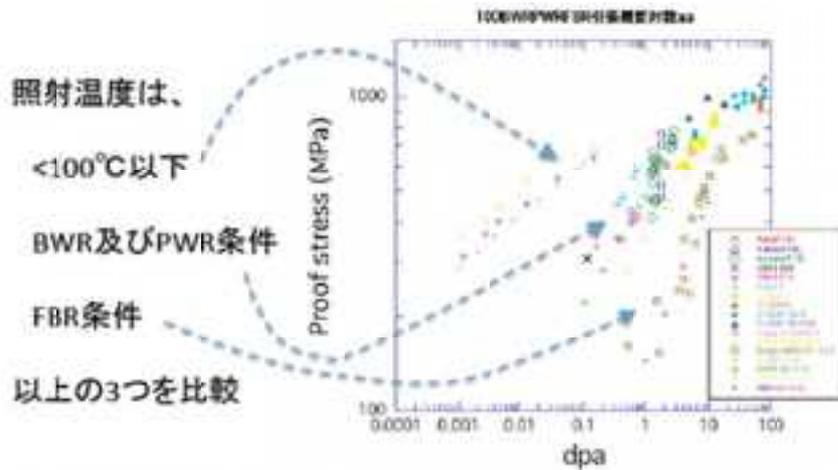
²⁵ 例えば、Report EUR 10659 EN (Oak Ridge Test Matrix No, 5B and 5C HFR and HFIR irradiations and post-irradiation tensile tests in support of fusion reactor first wall material development)

図 3. 1. 1-40 の下の図を用いて、照射前の冷間加工の影響について指摘する。図中で照射量 0. 01dpa、耐力が 500-600MPa 程度のところに、黒い三角形のプロットが多数見られる。これらと同じデータソース(316 鋼の冷間加工材である)でのプロットは、例えば、0. 1-2dpa 程度の照射量の時に、300-400MPa 程度の範囲に分布している。もちろん、オーステナイト鋼が、照射量に応じて、硬化したり軟化するような不規則な挙動をするとは考えにくい。これは結局、冷間加工度の異なる素材が含まれており、照射量によっては、それぞれ別々のグループの値がプロットされているものと考えられる(例えば、0. 01dpa のプロットの材料の冷間加工度は、0. 1dpa のとき、300MPa 程度の耐力を示したヒートとは異なると推測される)。なお、冷間加工材の耐力は、照射後も、溶体化処理材の耐力よりも高い傾向を示す。しかし、この程度の違いは、図中のデータにおける他の要因による分散よりも小さいように見える(しかし、冷間加工の影響については、系統的な検討が必要と考えられる)。

図 3. 1. 1-41 に、PWR 関係の結果と BWR 関係での結果、さらに近似曲線の関係を示す。実測値からは、BWR 関係の方が少ない照射量から硬化し始めているように見える。一方、データの分布については、明らかに、PWR 関係の方の照射量は高い。異なった、照射量の範囲での結果が比較されていることになる。また、飽和値については、特に、BWR 関係の方では不明なところが多いが、いずれの場合についても、概ね、1000MPa 程度になるように見える。

今後の検討で考慮されるべき事柄をリストアップしておく。

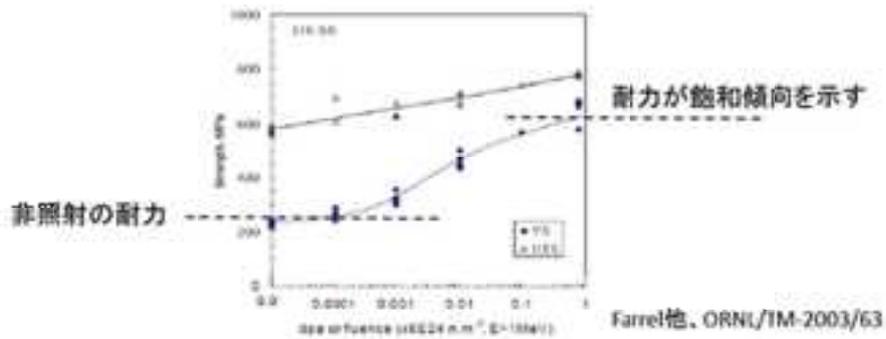
- ・比較的低い損傷量の領域を含めた、照射損傷量及び照射温度依存性(イオン照射等も含む)
- ・硬化の立ち上がり照射量及び飽和レベルへの、合金元素及び加工度の影響
- ・耐力の定め方の検討(弾性限付近での応力のピークの状況とその機構)
- ・照射材の耐力等のバラツキの度合いと原因の解析



・照射量に連れて硬化が進む領域では、直線で近似でき、その指数は、 100°C 以下で、約 $1/6$ 、FBR条件で約 $1/2$ となり、軽水炉条件では、中間的な $1/3$ 程度を示すようである

・照射量依存性から、転位密度の増加が、 $<100^{\circ}\text{C}$ 以下では、照射量の $1/3$ 乗に、また、FBR条件では、照射量に概ね比例して増加すると推定される(S_y ; $1/6 = 1/3 \times 1/2$ に従う)

図 3. 1. 1-36 照射温度による照射量依存性の変化



・照射された材料(例えば、316鋼)の耐力は、概ね、転位密度の $1/2$ 乗に従う

・低い損傷量では、導入された転位の密度が、潜在する転位密度より低いので、硬化が余り生じない(上図を参照; 横軸は損傷量の対数である点に注意)

・次いで、照射量に連れて、硬化を生じる損傷量の範囲に達する

・再び、照射量が増しても硬化が生じない領域(飽和)に達する

図 3. 1. 1-37 耐力の照射量依存性の概要

(1) ベキ乗	降伏応力(耐力)	$A1 (dpa)^{1/3}$	(i)
	非照射の降伏応力(耐力)	$Sy(0)$	(ii)
	飽和時の応力レベル	$Sy(sat)$	(iii)

Sy として、(i)と(ii)の大きい方((i)+(ii)でもよい)、及び(iii)と(ii)の小さい方の値

(2) 指数関数 $Sy(0) + Sy(sat)[1 - \exp(-dpa/dpa(0))]$ 単一の式!
 $dpa(0)$ は、飽和する照射量

但し、ここでは $Sy(0)$ 、 $Sy(sat)$ 及び $dpa(0)$ は、最小二乗法等で
 ずれが、最小になるように定める(このため、式中の $Sy(sat)$ は実測値と異なる)

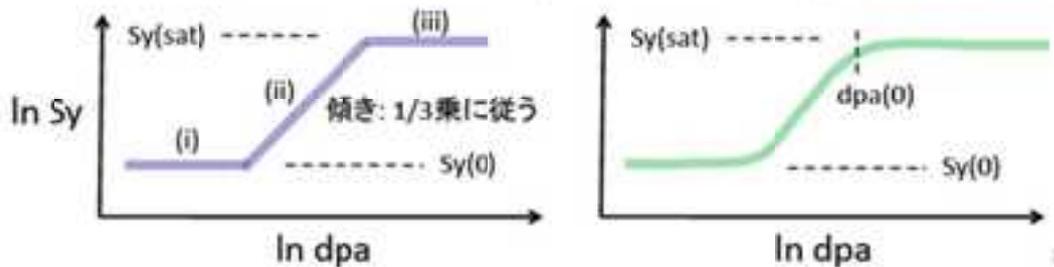
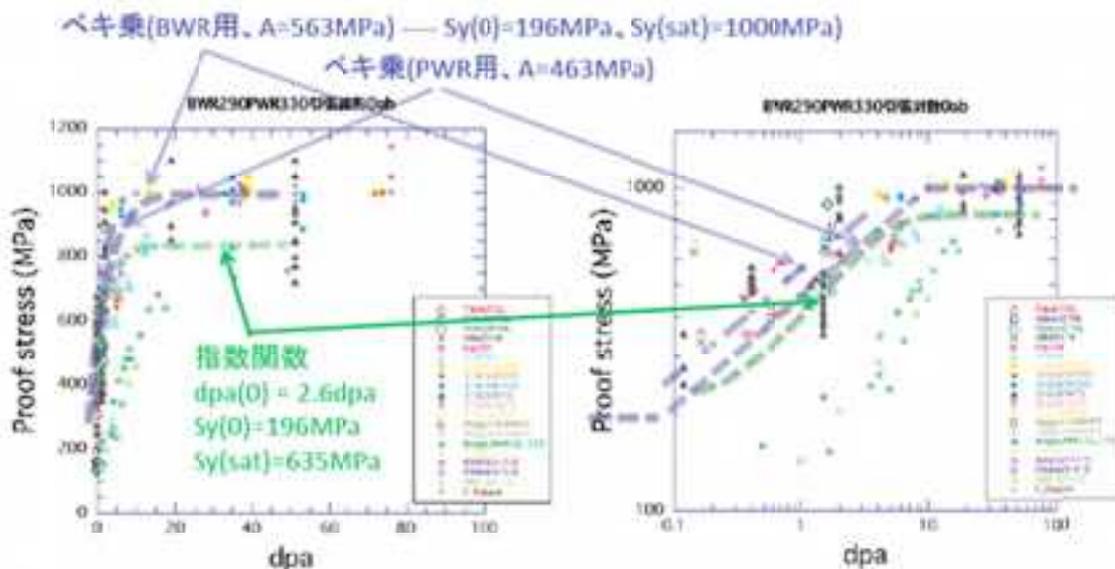


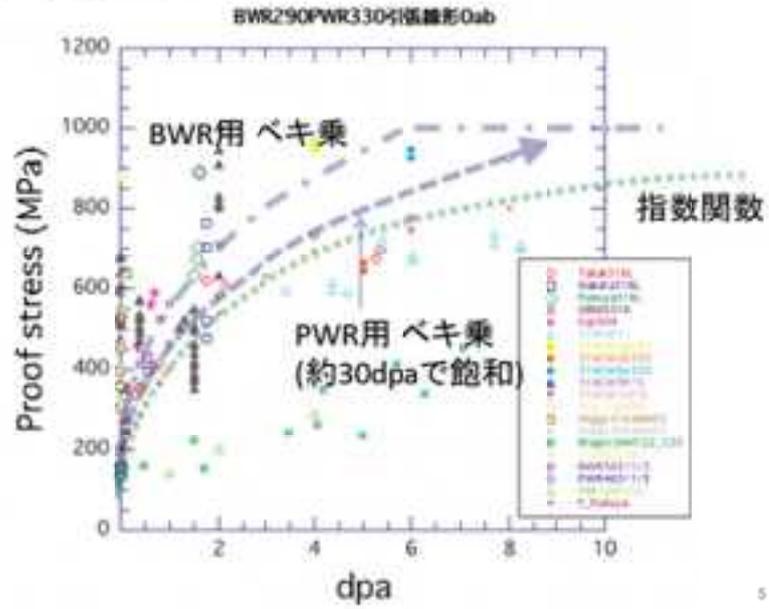
図 3. 1. 1-38 耐力の照射量依存性の近似



特徴 **ベキ乗(1/3乗)** 単一のパラメータ A のみを最小二乗法で決定
指数関数 少なくとも、 $dpa(0)$ と $Sy(sat)$ を最小二乗法で決定
 いずれも、 $Sy(0)$ と Sy の飽和レベルをデータから評価することも必要

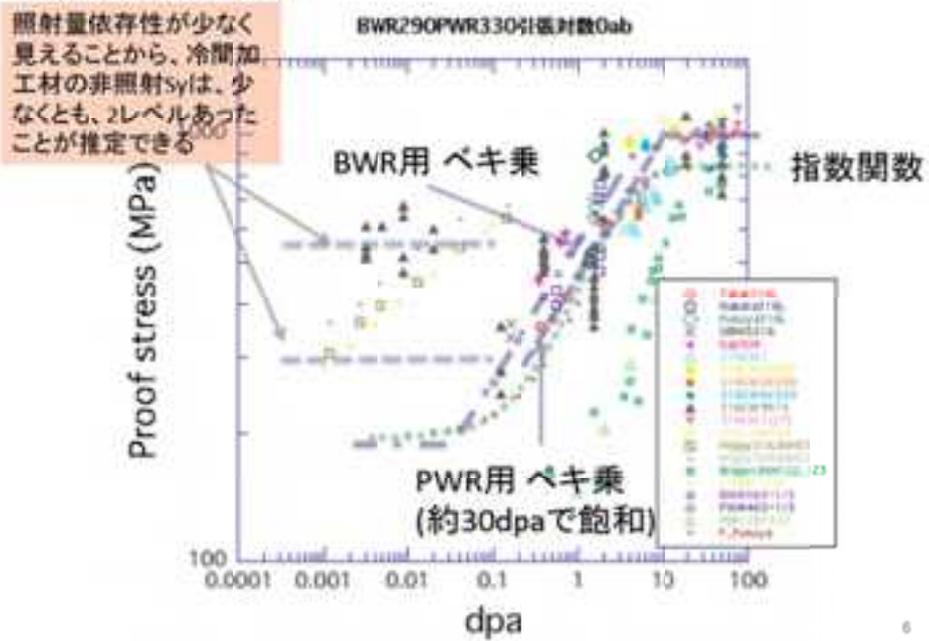
図 3. 1. 1-39 照射量依存性の近似曲線の例

・近似曲線(結果)の例1/2



5

・近似曲線(結果)の例2/2



6

図 3.1.1-40 軸を変化させた場合のプロット例

・BWRとPWR条件での近似曲線の扱い

現在得られているデータでは、バラツキが大きく、プロットに重なりが多いため、積極的に区別して近似することの意義は明瞭でない

しかし、例えば、ベキ乗の式では、以下のように別々に数値が得られた
係数Aは、BWRで563MPa、PWRで463MPaとなった(最小2乗法)

次ページに、BWRとPWRをまとめた場合を示す

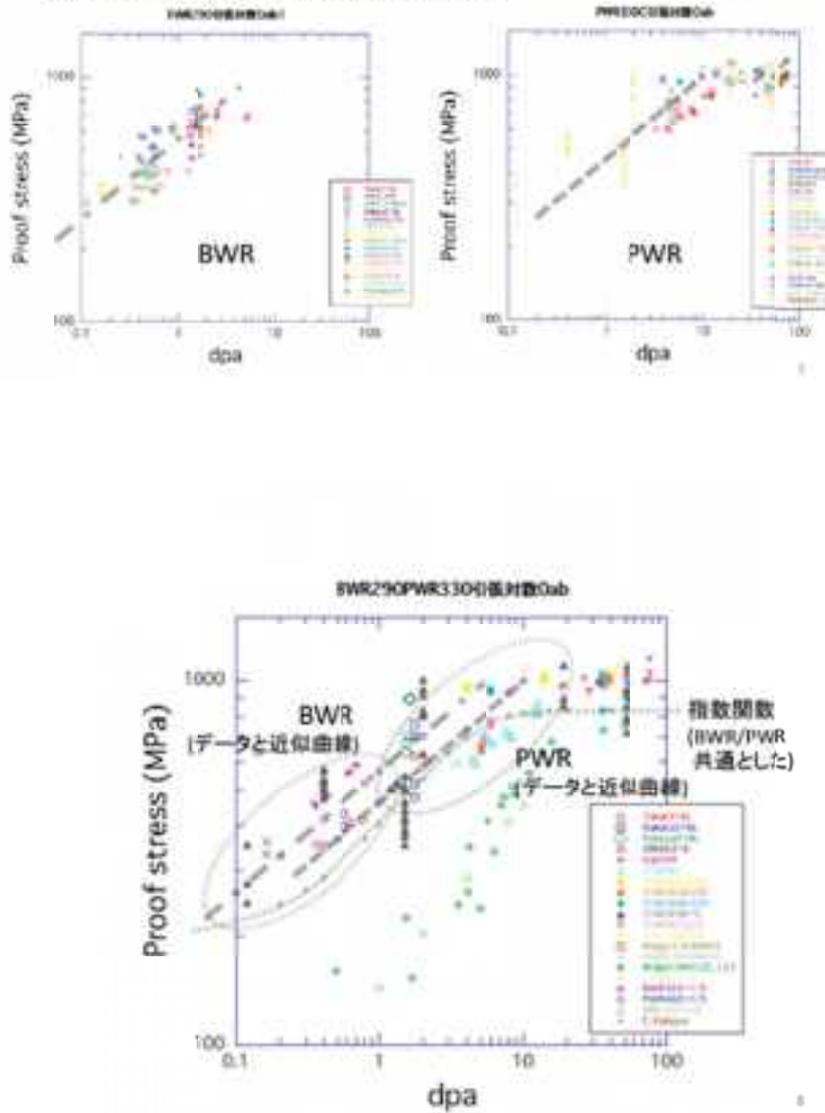


図 3. 1. 1-41 PWR及びBWRの関係のデータを別々にプロットした場合と近似曲線

a) 補 1: 硬化の照射量依存性

はじめに、照射による微細組織変化について概説する。

利用しやすさ等の点から、照射下での微細組織変化の解析に、しばしば反応速度論に基づく取扱いが行われて来ている^{26, 27, 28}。例えば、照射による弾き出し損傷(単位は、dpa)で材料中に導入される格子間原子や原子空孔の「濃度(の時間変化)」は(弾き出しのカスケードの効果を除外すると)、弾き出し損傷による「点欠陥の導入速度」から、生じた格子間原子が原子空孔に衝突して「対消滅する速度」や、転位ループや結晶粒界などの点欠陥のシンクに流入し、「シンクで消滅する速度」の合計で表される。

$$\begin{aligned} & \text{「点欠陥の濃度変化」} \\ & = \text{「点欠陥の導入速度」} - \text{「対消滅する速度」} - \text{「シンクで消滅する速度」} \end{aligned} \quad (3.1.1-23)$$

例えば、格子間原子の濃度変化は(転位ループの反応断面積を Z_{il} とすると)、

$$\frac{dC_i}{dt} = K - Z_{i,v}(D_i + D_v)C_i C_v - D_i C_{si} C_i - Z_{il} D_i C_{sl} C_i \quad (3.1.1-24)$$

また、格子間原子の濃度変化については、

$$\frac{dC_v}{dt} = K - Z_{i,v}(D_i + D_v)C_i C_v - D_v C_{sv} C_v - Z_{vl} D_v C_{sl} C_v \quad (3.1.1-25)$$

K: 点欠陥の生成速度(dpa/s)、Z: 反応断面積、D: 拡散係数、C: 点欠陥の濃度

なお、このような生成と消滅の関係式は、シンクの種類(積層欠陥四面体、転位ループ、結晶粒界、キャビティー等)やその反応断面積の変化(転位ループを含む点欠陥集合体での消滅速度は、大きさや歪み場の状態により変化する)を反映させるようにすると相当複雑になる(しばしば、点欠陥クラスターの大きさごとに式を与え、膨大なものとする場合もあるが、反応断面積や拡散係数の変化(クラスターの移動も考慮する)を求めることが容易でないため、現状では実用性は限られる)。

概ね定常的とすると(式(3.1.1-24)及び(3.1.1-25)の左辺がゼロ)、転位ループの成長挙動についての解を解析的に得ることができ、比較的高い温度では、

²⁶ 例えば、M. Kiritani, Sci. Rep. Res. Inst. Tohoku Univ. A, Vol. A40, 1994, pp. 195-204

²⁷ 例えば、M. Kiritani, N. Yoshida, H. Takata, Y. Maehara, J. Phy. Soc. of Japan, Vol. 38, No. 6, 1975, pp. 1677-1686

²⁸ S. Jitsukawa, Y. Abe, N. Okubo and K. Suzuki, ASTM STP 1547, 2013, pp. 288-312

$$\frac{dl}{dt} \propto (Z_{il} - Z_{vl}) \left(\frac{KD_v}{Z_{iv}} \right)^{1/2} \quad (3.1.1-26)$$

となるとされており、転位ループの成長速度は(1 はループの大きさ)、原子空孔の拡散係数の 1/2 乗に比例した温度依存性を示し、一方、時間には依存しない(成長速度は一定値)。同様に、温度が低い場合には、弾き出し損傷量の 1/3 乗に従うことになるとされている²⁹。ここで、 Z_{il} - Z_{vl} は、格子間原子と原子空孔とが転位ループと反応する頻度の差を示すが、このような反応には、転位の歪み場と点欠陥の相互作用の大きさが関わっていると考えられており、結果として、格子間原子と転位の反応が起りやすいため、この差が正になって、転位ループが成長するものと考えられている。

ところで、転位ループの成長挙動から、溶体化材のように転位密度が低い場合については、比較的高い温度では、転位密度が概ね照射損傷量に比例すること、比較的低い温度では、概ね、1/3 乗に従うことを示している。なお、転位ループの生成は、照射開始後の比較的早い期間で終了し、引き続く変化は主に大きさの増加であるとされている(転位ループは、弾き出しのカスケードにより導入され、転位ループや点欠陥クラスター間の弾性歪み場を介した相互作用を通じて、初期のクラスター密度が制限されるようであり³⁰、初期のクラスターが生成して以降は、クラスター/転位ループ周囲の歪み場が強い領域中に、カスケードにより導入される小さいクラスターは、先に発生していたクラスター/転位ループに吸い込まれるため、クラスター/転位ループの数密度が照射開始直後に飽和すると考えられる)。また、硬化に影響を持ちそうな照射生成点欠陥クラスターとしては、転位ループ以外に、原子空孔の集合体である積層欠陥四面体が有るが、これは強度に影響を与えるほどの大きさには成長しないようである。

転位密度について付言する。転位ループは照射損傷量に従って、際限なく成長を続けるとは考えられていない。転位ループの成長は、前記の Z_{il} - Z_{vl} と、これに従って生じる、格子間原子の優先的な流入により引き起こされる。この場合、照射では格子間原子と同数導入される原子空孔は、転位のように格子間原子を優先的に吸収するような性質が小さい(無い)シンクである結晶粒界などに吸収されることになる。しかし、転位ループが成長して、転位密度が十分に高くなると、比較的溫度が高く、原子空孔がある程度移動できる場合には、原子空孔も密度が高くなった転位(ループ)に流入するようになり、その結果、 Z_{il} - Z_{vl} の効果が小さくなり、転位ループの成長が停止すると考えられている。一方、溫度が低く、原子空孔が動きにくい場合には、積層欠陥四面体等の原子空孔で形成されたクラスターの数密度が増加し、この結果、格子間原子が転位ループに流入する以前に積層欠陥四面体などと反応する傾向が強まるため転位ループの大きさが照射損傷量の 1/3 乗に従

²⁹ 例えば、M. Kiritani, N. Yoshida, H. Takata, Y. Maehara, J. Phy. Soc. of Japan, Vol. 38, No. 6, 1975, pp. 1677-1686

³⁰ S. Jitsukawa, Y. Abe, N. Okubo and K. Suzuki, ASTM STP 1547, 2013, pp. 288-312

うようになるとされている。この場合、積層欠陥四面体の密度の増加に連れて、転位ループの成長速度は低下し、結局、一定値に近づくと考えられている。なお、中性子照射によって、弾き出し損傷と共に材料中に導入される核変換生成元素、特に、ヘリウム原子は、原子空孔を捕獲する性質が有り(ヘリウム原子が原子空孔を直接捕獲する、或は、空洞の形成を助け、その空洞が原子空孔を捕獲する)、この結果、転位ループの成長が助長され、転位密度がある程度高まり得ることにも留意が必要であろう。

照射により微細組織が変化し(ここで関係が深い事柄は、転位ループの成長である)、前述のように転位密度が照射量に連れて増加すると考えられる。転位密度の増加は、塑性流動応力の増加をもたらす、照射硬化が生じるのである。

塑性流動応力は、概ね、転位密度の 1/2 乗に従うとされている。照射前に存在した転位の密度を ρ_0 とし、照射により導入された転位ループによる転位密度を ρ_1 とすると、その場合の耐力(降伏応力)、或は、塑性流動応力は、次式で記述されると考えられる。

$$\sigma_{flow} = M\alpha_i\mu b(\rho_0 + A^*(l)\rho_1)^{1/2} \quad (3.1.1-27)$$

ここで、M 及び α は、テイラー因子等の係数、 μ は剛性率、b はバーガースベクトルである。さらに、 $A^*(l)$ は、ループの大きさによる寄与の係数であって、小さいループでは減少する。式から分かるように、照射前の耐力は ρ_0 で定まり、 ρ_1 の寄与が、それよりも大きくなるまでは、照射の影響は目立たないことになる(このように、図 3.1.1-38 で示される、低照射量の領域での挙動に近くなるようにした)。なお、上式では、カッコ内にて先在した転位の密度と、照射で導入された転位の密度の和をとっている。これは、先在する線状の転位と、転位ループがともに加算的に扱える転位であることを前提にしている。但し、転位ループのサイズ依存性の係数である $A^*(l)$ は、小さい転位ループの寄与の機構に異なる場合があること(線状の転位や十分に大きな転位ループは長範囲障壁であるが、小さいループは歪み場が小さいため、短範囲障壁として寄与する)に対応したものである。この点に着目して、括弧内での足し算ではなく、応力を計算した後に和をとる方法もしばしば使われる。このような関係式は、特に、強化機構が異なる場合に有効であるが、軽水炉用のオーステナイト鋼の場合には、強化因子が主に転位であるため、式(3.1.1-27)の取扱いの方が適するよう見える³¹。

式(3.1.1-27)と(3.1.1-26)等をまとめると、結局、比較的低い温度では、照射後の耐力は、照射量の 1/6 乗に従い、照射温度の増加と共に指数が増加し、比較的高い温度では、照射量の 1/2 乗に従うようになることが分かる。また、中間的な温度領域では、例えば、

³¹ S. Jitsukawa, Y. Abe, N. Okubo and K. Suzuki, ASTM STP 1547, 2013, pp. 288-312

軽水炉の温度領域では、照射量の 1/3 乗に従うことが理解されよう。

b) 補 2: 硬さの照射量依存性について

耐力或は硬さの照射量依存性は、図 3. 1. 1-38 に概要を示すように、照射による耐力の上昇が現れない領域(領域(I))、照射量のべき乗に従って硬化が生じる領域(領域(II))、耐力が照射量に対して飽和を示す領域(領域(III))の 3 つの領域に分けることができるようである。このような過程の確認は、照射硬化の機構を把握するために重要であるが、しかし、図の横軸及び縦軸が対数であることから分かるように、広い照射量の範囲での結果を得ておく必要が有る。実際、通常の中性子照射においては、余り、低い損傷量の領域での挙動については、特に、その照射温度依存性について、利用できるデータは限られている(低い損傷量でのデータは、照射準備費用が高いため、無視されることが多く、一方、高い損傷量は、照射費用及び必要時間の点で、実施が困難なことが多い)。

最近、イオン照射を用いて、広い照射損傷量の範囲での挙動の評価(ナノ硬さの照射量依存性)を行ったが、その結果から幾つかを下に例示する。

図 3. 1. 1-42 の右側に、硬さと照射量の対数プロットを示すが、このように、硬さの変化は 3 つのステージを示す。なお、ここで照射は、10. 3MeV の鉄イオンにより行い、弾き出し損傷量は、イオンの入射表面からの深さが約 $1\mu\text{m}$ 程度の領域の平均的な値を用いている。また、硬さは、イオンの入射表面にナノインデンテーションを行って評価したもので、圧子の押し込み深さを、 $0.5\mu\text{m}$ 程度として測定を行った。なお、押し込み深さが損傷量のピーク深さ(イオン照射による損傷量は、強い深さ依存性を持ち、約 $1.8\mu\text{m}$ の深さでピークを示す)よりも浅いため、硬さ変化を検出しにくく、照射量が高くなると変化が現れない。

さらに、図 3. 1. 1-43 に照射温度をパラメータにした場合の結果を示す。プロット数が不足気味であるが、オーステナイト鋼の場合と同様に、照射温度が低い場合には、少ない照射損傷量から硬化が始まり、一方、温度が高くなると硬化が少なくなることが分かる。

プロット数は少ないが、図 3. 1. 1-44 にオーステナイト鋼の場合の結果を示す。同様な傾向を示すことが分かる。

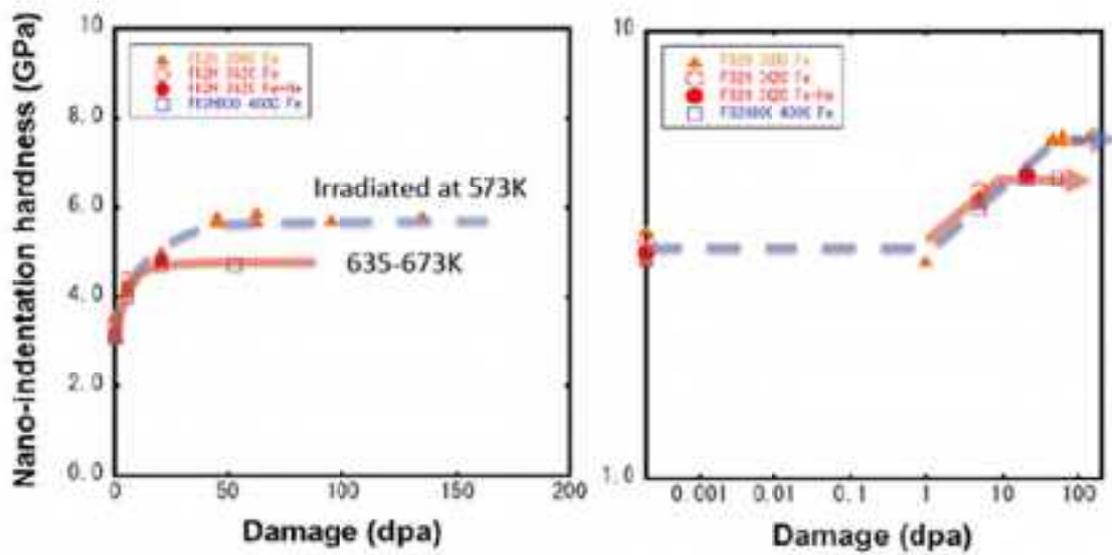


図 3. 1. 1-42 マルテンサイト鋼の硬さ(ナノインデンテーション)と損傷量の関係

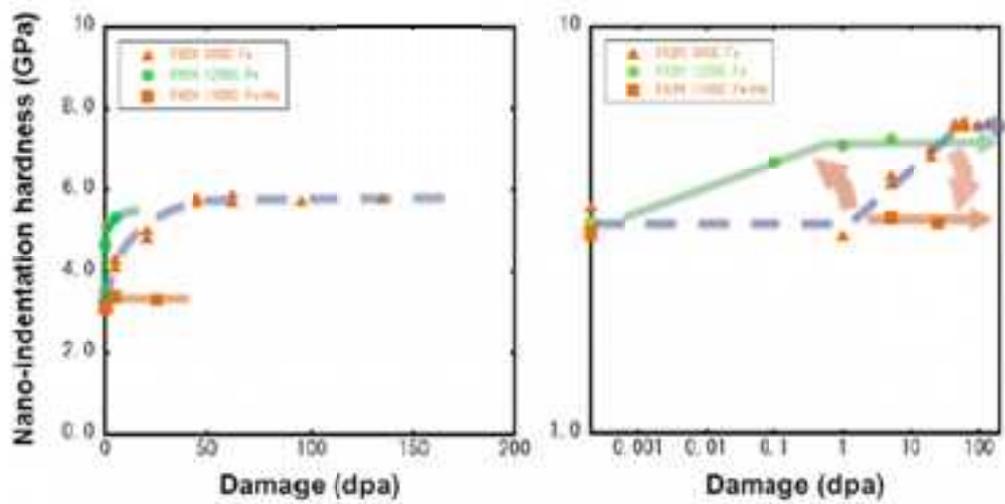


図 3. 1. 1-43 照射温度をパラメータにした場合の硬さの照射量依存性

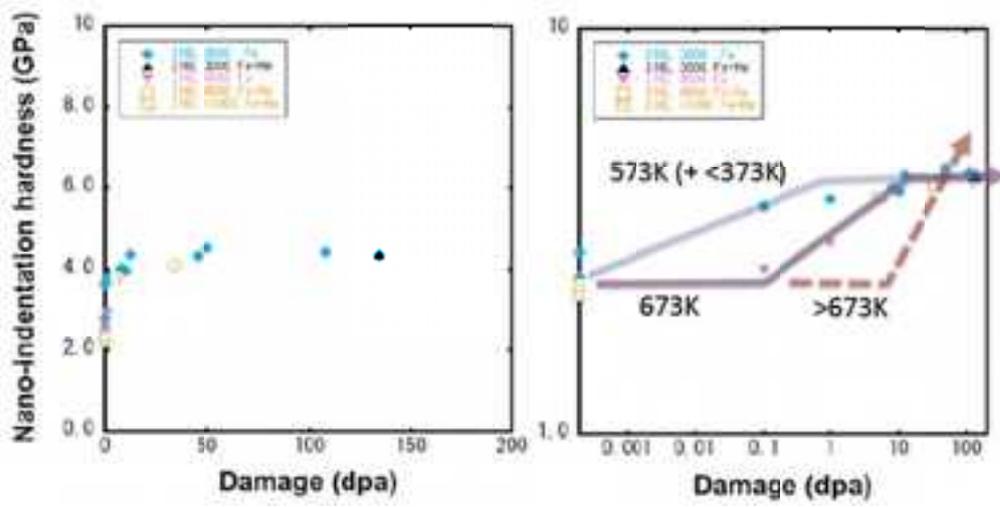


図 3.1.1-44 オーステナイト鋼の硬さの照射量依存性

c) 補 3: 耐力等のバラツキ

ヒートを限って行った試験では、例えば、耐力や引張強さのバラツキは、当然ながら、比較的小さい範囲に抑えられる。核融合関係のデータベースである ITER の MPH (Materials Property Handbook) の 1996 年版に示されている 316-L(N)-IG (溶体化材と考えられる) のデータでは、照射前の耐力は平均 299.8MPa で、この標準偏差は 25.1MPa、さらに変動係数(標準偏差/平均)は 0.084 程度のものである。一方、照射後(照射温度は 35°C で、BR2 にて実施)の耐力は、平均 699MPa で、この標準偏差は 25.0MPa、変動係数は 0.042 程度で、耐力のバラツキは、照射後の方が小さくなったように見える(2つの炉の結果をまとめて)。

このバラツキは、照射材については、耐力の定め方にも依存する。オークリッジマトリクスでは、耐力を定めるオフセットの量とバラツキの関係の評価が行われており、0.5%から2%オフセットで、バラツキが小さくなる結果が得られている。例えば、日本のオーステナイト鋼(JPCA)では、250°C で 10dpa 照射(HFR で実施)した後の耐力の標準偏差は、0.2%オフセットで 28MPa であるが、1%オフセットでは 20MPa、2%オフセットでは 18MPa と低下し、また、米国の 316 鋼(冷間加工材)では、0.2%オフセットで 13MPa となったが、1%オフセットでは 7MPa に低下した。

これらのバラツキの減少の一因として、照射材の降伏時にしばしば生じる応力のピークの影響があろう。このピークの発生原因は明瞭ではないが、この発生は図 3.1.1-45 に概要を示すように不規則であり、また、少なくとも負荷が単調な場合については、引き続き変形挙動への影響は大きくは無いようなので、全体的な引張挙動を把握するためには、オフセットの値を工夫することを含めて、ピーク挙動を分けて扱うことを考えても良いであろう。なお、耐力を定めるオフセットを 1-2%程度に採れば、標準偏差は日本の材料で 18MPa、米国の材料では 7MPa となる(変動係数は、それぞれ、0.022 と 0.007 となる)。

耐力以外について少し見てみる。照射前であっても、引張強さについては、前出の 316-L(N)-IG の場合、標準偏差は 8.4MPa、変動係数は 0.014 程度で、大幅にバラツキが小さくなっている(オフセットを 1-2%とした場合の照射材の変動係数と同程度である)。このように同じ試験片であるがバラツキが小さくなる理由は、塑性流動応力が(1-4)式で決まることとして、耐力は、この場合の ϵ_0 で決まることになり、さらに、耐力を 200MPa とすると、この時の ϵ_0 の値が、対数歪みで 0.028(工学的な歪みで約 3%)と小さいため、製造履歴の影響を著しく受けやすいこと、加えて、この領域での加工硬化能が大きいこと、予歪み量 ϵ_0 の値が少し変動するだけでも、大きな違いをもたらすためであると考えられる(この他にも、成分元素の影響も有ろうが、式(3.1.1-27)が示すところによれば、転位密度は重要な因子であるが、成分元素の影響が強く現れるようには見えない)。ちなみに、引張強さに対応する塑性歪みの量は、対数歪みで 0.5 から 0.6 程度になることが多く、小さな値ではないので、履歴等の影響が限られ、このためバラツキが少なくなるのであろう。

照射材の耐力の飽和値とそのバラツキについて検討を加える。「(補 1) 硬化の照射量依存性」で指摘したように、照射による微細組織変化は、核変換生成元素の影響を除き(少なくとも、BWR 条件では耐力への影響は無視できよう)、照射量が高くなると停留する傾向を示すと考えられ、従って、耐力は飽和傾向を示すと考えられている(低温側では、必ずしも明確でない点があるので、さらに検討は必要であろうが、実用上は飽和すると考えても問題は少ないであろう)。この「飽和状態」は、微細組織パラメータとしては、転位の間隔、或は、転位密度で扱おうと簡単そうである(同様な転位の間隔、或は密度となっている場合であっても、照射材に特徴的な、例えば、転位ループのような、転位の配列と加工材での配列の違いが、弾性限近傍での応力のピークをもたらすものと考えられる)。また、この転位密度は、比較的高い温度では、原子空孔の移動度に、低い温度では、転位の弾性歪み場(自己エネルギー)に依存する傾向を持つと思われる(転位ループの歪み場中に生じた格子間原子クラスターは、生成後すぐに、歪み場による力を介して、転位ループに吸収されると考えられる)。軽水炉の温度域近傍での耐力の温度依存性(依存性は小さい)から推定すれば、余り原子空孔の移動度の影響は強くなく(格子間原子クラスターの移動度を介した温度依存性は生じてくるとと思われるが)、従って、ヒートによらず、転位密度も、さらには耐力も似た値(飽和値)に収束するとの期待が持てそうである。

但し、耐力の飽和値に関する実験結果は不十分であり、詳細な議論は困難であるが、少なくとも、照射温度が 300°C 程度の範囲では、耐力は 800MPa から 1000MPa 程度の値で留まるように見える。さらに、照射前の冷間加工の影響も見えなくなる傾向を持つようであり(図 3.1.1-46 参照)、このような結果から、照射量が高い場合には、ヒートによらず、似た微細組織を形成し、近い耐力の値を示すようになると考えられる。

このような見方は、ヒート、試験片、照射条件等の管理能力が高ければ、照射材の強度のバラツキは大きくはならないことを推測させる(特に、飽和傾向にある場合の耐力)。一方、目的によっては、様々な変動要因の影響まで含めた評価も行われているように思われる。そのような場合には、得られる結果における見掛け上のバラツキは相当に大きいものになるので、曲線のフィッティングの対象にする場合には、除外することも検討されるべきであろう。

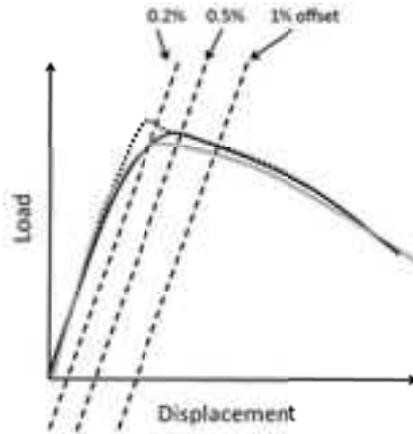


図 3.1.1-45 照射材弾性限近傍での応力のピークとオフセット(耐力評価用)の関係(概念図)

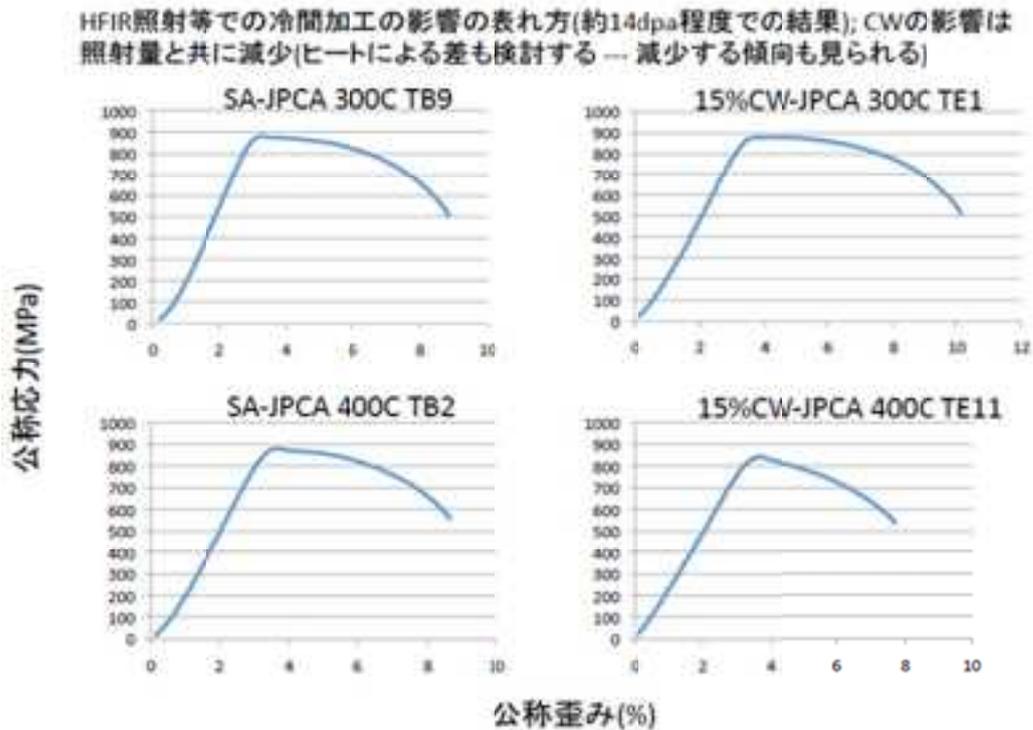


図 3.1.1-46 高い照射損傷量を 300℃及び 400℃で受けた場合の工学的応力-歪み関係の例
左右は、照射前の冷間加工の有無に対応するが、照射後は冷間加工の影響が見えない

(b) 照射硬化後の応力-歪み関係

照射硬化したオーステナイト鋼の真応力-真歪み関係が、以下の Swift 式をベースにした式に等価硬化歪みを導入することでよく近似できることが指摘されている³²。

$$\sigma_{y,irr} = A(\varepsilon_0 + \varepsilon)^n \quad (3.1.1-28)$$

また、「等価硬化歪み」と照射硬化の関係についての指摘も行われている³³。この関係を図 3.1.1-47 に示すが、このように、真応力-真歪み関係においては、照射硬化した材料は、硬化した分だけ、途中から(未照射溶体化処理材の)応力-歪み関係を辿ることになる。

式(3.1.1-27)でも、耐力または塑性流動応力が記述できる。また、前項の「(補 3)耐力等のバラツキ」でも指摘したように、式(3.1.1-28)は、非照射材の溶体化処理材にも適用でき、その場合の ε_0 は、やはり耐力を定める等価予歪み(塑性)であるが値は小さい(典型的には、対数歪みで、0.03 程度である)。また、式(3.1.1-27)の表し方を用いれば、等価予歪みは先在している転位密度の値にも対応することになる。

このように ε_0 は、溶体化処理材の耐力を定める等価予歪み(相当する転位密度)と、冷間加工による塑性歪み(相当する転位密度)、或は、照射後の耐力レベルに対応する等価(塑性)予歪み(相当する転位密度)の和であるが、溶体化処理材の ε_0 は小さいので、大略、冷間加工による塑性歪み、或は、照射後の耐力レベルに対応する等価予歪みとほぼ等しくなる。

この等価予歪みは、次式により求めることができると考えられる。なお、式(3.1.1-28)では、照射により、 A (=1200MPa 程度)も n (=0.5 程度)も変化しない(そのように扱っても、実験結果を満足するレベルで近似できる)。

$$\varepsilon_0 = \left(\frac{\sigma_{y,irr}}{A} \right)^{1/n} \quad (3.1.1-29)$$

このようにして、照射材等の耐力から等価予歪みが得られれば、適当な手法を使うことで、以下の事柄を容易に推測することができる。

- ・ 残留延性 (破断歪み; 大略、 $2n \sim 2.2n$ 程度から、 ε_0 を差し引く)
- ・ 加工硬化能
- ・ 照射後の単軸等の工学的応力-歪み関係

(FEM 等の適当な解析方法として文献34の方法を用いた結果を図 3.1.1-48 に示す)

さらに、以下を推測できよう³⁵

- ・ 照射材の破壊靱性値
- ・ 照射材の疲労挙動

³² S. Jitsukawa, Y. Abe, N. Okubo and K. Suzuki, ASTM STP 1547, 2013, pp. 288-312

³³ 例えば、R. J. DiMelfi and J. M. Kumar, J. Nucl. Mater., 89(1980)338

³⁴ D. Lee and F. Zaverl, Acta Metall., Vol. 28, 1980, pp.1415-1426.

³⁵ S. Jitsukawa, 他, J. Nucl. Mater 271&272(1999)167-172

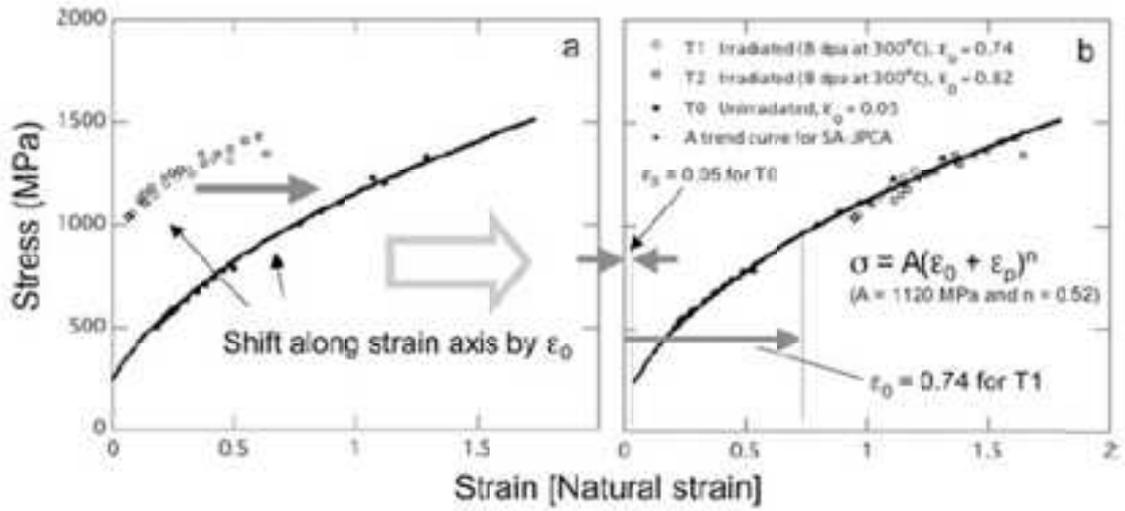
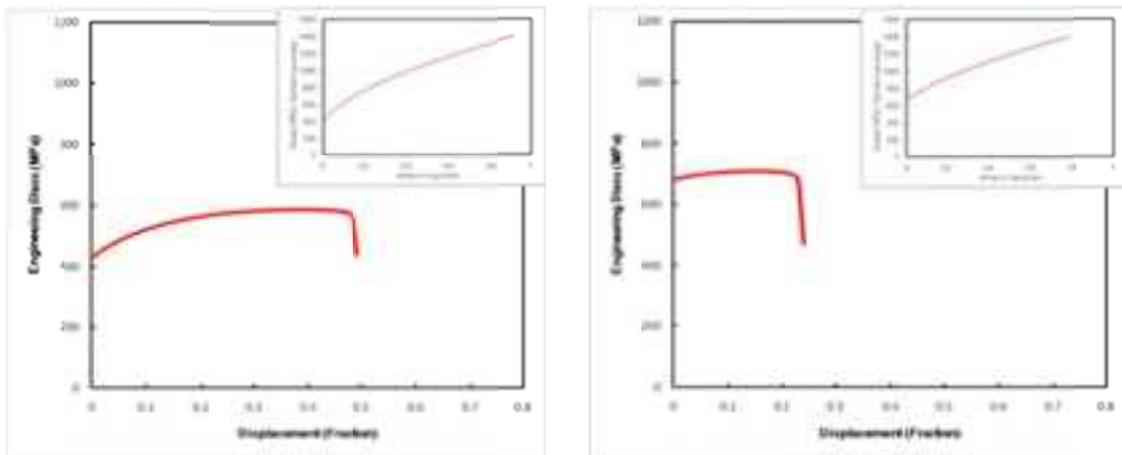


図 3.1.1-47 照射前後の真応力-真歪み関係と等価硬化歪み ϵ_0



$\epsilon_0 = 0.15$ の場合

$\epsilon_0 = 0.4$ の場合

図 3.1.1-48 式(3.1.1-29)により求めた ϵ_0 を用いて作製した工学的応力-歪み関係の例
くびれ発生後の挙動の精度は限られる。右上の曲線は、対応する真応力-真歪み関係

(c) 耐力等と破壊靱性の関係

引張りでの延性破壊(破断)は、主に、局部くびれの発生がきっかけになると言われる。図 3.1.1-49 に、試験部が丸棒及び角柱の試験片での破断部の例を示すが、ここで丸棒(マルテンサイト鋼)の破面の半分以上は、引張り方向と数 10 度の角度を持った面で形成されており、また、角柱(40%冷間加工材)の場合には、破面の大半は、45 度程度の角度を持つ面で形成されている。そして、これらの傾いた面は、これに沿って形成された局部くびれの発生に引き続いて形成されたとされるようである --- 延性破壊の場合には、このように局部くびれの発生が破面形成のきっかけになる。

この局部くびれの発生は、材料の加工硬化能及び荷重と形状による応力状態に依存する。言い換えると、後者(「形状による応力状態」の影響)については、き裂先端での特徴的な応力状態によって、局部くびれの発生条件、すなわち延性破壊のきっかけの条件が影響されることに対応する(逆に、この依存性が推測できれば、様々な延性破壊の条件を統一的に表すことができることになるのであろう)。

このように、もし、き裂の進展条件に対応する(き裂の先端近傍の応力状態の影響を反映した)、特徴的な(応力-歪み)条件が決まれば、き裂の進展条件は、以下の式の結果を用いて表わせる可能性があると思われる。

$$\text{Critical な}(\sigma, \varepsilon \text{ やその履歴}) = f(\text{加工硬化能、応力状態など}) \quad (3.1.1-30)$$

引張試験でも、破断のきっかけになる局部くびれ発生条件は、式(3.1.1-30)で表されるであろう。破壊靱性でのき裂進展と引張試験の破断条件の間に違いが生じるとすれば、応力状態が、局部くびれが生じる Critical な (σ, ε) に与える影響によることになる。結局、破壊靱性値と引張での靱性(破断までのエネルギーの散逸)は、いずれも、単位体積(引張の場合)、或は、単位面積当りに(き裂進展の場合)、変形により生じるエネルギーの散逸量として、記述されることになる。

引張りでの延性破壊と、き裂進展の Critical な条件を実験的に求め、この比較を行うことで、き裂先端での Critical な (σ, ε) がどのようなものであるかを推定し、さらに、この結果を使い、測定可能(或は、前項 3-2)で指摘したように、降伏応力から正確に推定可能)な、引張試験での破断条件から、き裂の進展条件(延性的な)を推定する方法の抽出を試みる。

引張試験での破断部の破断条件(破壊発生時までに散逸されたエネルギー密度 TT (体積密度))は、

$$TT = \int_{\varepsilon_0}^{\varepsilon_f} A(\varepsilon_0 + \varepsilon)^{n(=0.5)} \varepsilon d\varepsilon \quad (3.1.1-31)$$

一方、き裂進展時の(破壊発生)条件は、面積当りの散逸されたエネルギー密度 FT であつ

て、

$$(J=)FT = r \int_{\varepsilon_0}^{\varepsilon_f} A(\varepsilon_0 + \varepsilon)^{n(=0.5)} \varepsilon d\varepsilon \quad (3.1.1-32)$$

となるであろう。ここで、式(3.1.1-32)での r は、塑性域の厚さに対応する (図 3.1.1-50 参照)。また、 ε_f は、両式では、当然異なる。

一方、塑性域の厚さは、しばしば、 J/σ の関数で示され、降伏応力、或は、塑性流動応力の逆数なので、これを式(3.1.1-32)の r に入れたものを式(3.1.1-33)、破壊靱性値の測定値と比較してみる。結果を図 3.1.1-51 に示すが、曲線の形状から、き裂先端での破面形成時の critical な歪み値に関係する量も推定できるはずである。なお、式(3.1.1-33)の A^* (面積に相当する次元の値)と ε_f をパラメータとして変化させて、実験結果のプロットに合わせる。

$$(J=)FT = (A^*/\sigma_y) \int_{\varepsilon_0}^{\varepsilon_f} A(\varepsilon_0 + \varepsilon)^{n(=0.5)} \varepsilon d\varepsilon \quad (3.1.1-33)$$

ここで、塑性域の厚さ方向の塑性歪みの分布は均一ではないので、それに関するずれは含まれることになる。

「3.1.2 の(1)破壊靱性評価法」などで示されている、及び後述するように本報告で求めた、冷間加工材の引張りデータ及び弾塑性破壊靱性値を用いてプロットすると、図 3.1.1-51 のようになる。ここで横軸が耐力、縦軸が破壊靱性値で、青い点が式(3.1.1-34)の計算値である。

ここに示した解析は、半定量的なものであるが、しかし、試みに比較を行うと、割れが進む歪みの臨界値 ε_f は、0.935 となり、これより、き裂先端では、引張試験(丸棒)での破断条件よりも、少し小さい(2/3 程度である)値で、割れが生じるようであると推定される(丸棒では、1.2-1.5 程度に達することが多いが、薄板では 0.5-0.6 程度まで、低下することもある)。き裂先端近傍での応力状態の影響により、これから推測されるように塑性不安定の発生条件などの破壊を導く挙動の発生条件が変化するものと考えられる。

図 3.1.1-51 に含まれるプロットとも関係するが、図 3.1.1-52 に示す試験片、さらに、通常の CT 試験片(0.4TCT であり小型である)を用いた、冷間加工材の破壊靱性試験も行った。このうち、40%加工材については、0.4TCT 試験片でもポップインを生じたので、この条件から破壊靱性値の測定を試みた(破壊した試験片の例を図 3.1.1-53 に示す)。手法は、ASTM E813 に準じた方法で行った。異方性を含めた評価をおこない、少なくとも、40%冷間加工材については、LT 方向で、540kJ/m²、TL 方向で、430kJ/m² さらに、SL 方向で、340kJ/m² となり、余り強いものではないが、冷間加工の段階で、ある程度の異方性が導入されたことがわかる。なお、25%冷間加工材については、試験片の寸法効果のためき裂進展が少なく、有意な破壊靱性値の評価は困難であった。

一方、図 3.1.1-52 に示す破壊靱性試験片を用い、混合モードのき裂進展抵抗の評価を進

めたところ、疲労予き裂の導入時にき裂がモード I の方向に進展し、この結果、結局、0.4TCT の試験片で得られた結果とほぼ同様の結果となった。この原因は、試験片保持部分での拘束によるものと推測される。

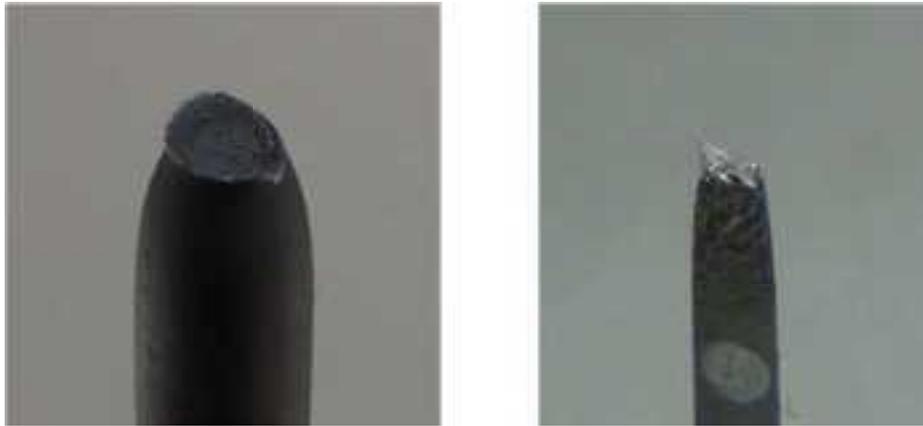
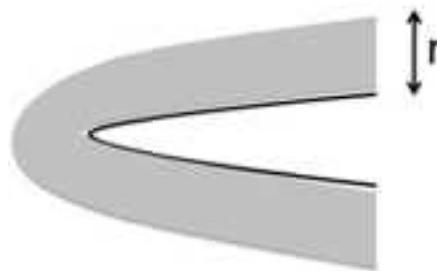


図 3.1.1-49 引張試験での延性的な破面 左がマルテンサイト鋼の丸棒(径 10mm)、右が 40%冷間加工材の角柱試験片(1.5mm 角)の場合



塑性域の中での歪みは、厚さ方向に分布を持つが、これを一定とし、き裂の進展に伴い厚さ r の領域で、 ϵ_0 から ϵ_f までの変形が生じエネルギーが散逸されたと考えることにする

図 3.1.1-50 き裂の先端近傍での変形領域の概要(変形領域での仕事が破壊靱性に対応)



図 3.1.1-53 ポップインを生じて破壊した試験片の例

(d) まとめ

照射硬化の照射量依存性を示す近似式について検討を行った。硬化の照射量依存性は、3つの段階を持つが、MRP の報告で示されている指数関数を用いた式、及び、今回、提示したべき乗の式を用いた方法のいずれについても、それらの3つの段階を近似できる。さらに、これらの近似式の使用上の特徴等を示した。

照射硬化したオーステナイト鋼の真応力-真歪み関係が、等価硬化歪みの概念を導入した Swift の式で、よく近似される。また、定式化により、照射構造物の様々な力学挙動の推定能力が向上し得る。

弾塑性的な変形を伴うき裂の進展と、引張試験での破断過程の比較を行い、両者を関係付ける概念的な関係式を得、冷間加工材の実験結果にこれを適用したところ、き裂が進展する場合の歪み値が、0.95 程度になるとの結果となった。冷間加工材に破壊靱性試験等を行い、き裂進展方向による異方性の大きさを示す結果を得た(異方性は、大きいものではなかった)。

4) 照射材試験

BWR 炉内構造物の健全性評価で使用される弾塑性解析等では、中性子照射による特有の真応力真ひずみ関係の変化を適切に表す構成式が重要である。本試験では、照射材の真応力真ひずみ関係を把握することを目的に、クリップゲージ型変位計を用いた引張試験を行い、データを整備する。また、塑性変形後の真応力-真ひずみ測定のためのデジタル画像相関法の照射材への適用性を検討する。

具体的には、約 12dpa 照射材を対象に、BWR 運転温度(288°C)で、クリップゲージ型変位計を用いた引張試験を行い、弾性範囲におけるヤング率の測定を行うとともに、0.2%耐力、引張強さ等の機械的特性データを得る。また、約 4dpa 照射材に対してクリップゲージ型変位計と画像相関法を同時に用いて引張試験を行い、画像相関法の照射材への適用性を確認するとともに塑性変形後の真応力-真ひずみの評価を実施する。

(a) クリップゲージ型変位計を用いた引張試験

a) 供試材

供試材は約 12dpa まで中性子照射された SUS316L である。表 3.1.1-13 に試験片の化学組成を示す。また、供試材の損傷量を表 3.1.1-14 に示す。図 3.1.1-54 に引張試験片の寸法を示す。

表 3.1.1-13 供試材の化学組成(wt%)

Cr	Ni	Mn	Mo	Si	P	C	Fe
17.54	12.55	0.83	2.11	0.43	0.023	0.008	bal.

表 3.1.1-14 供試材の照射量

試料名	損傷量(dpa)
A432	12.4
A433	12.1

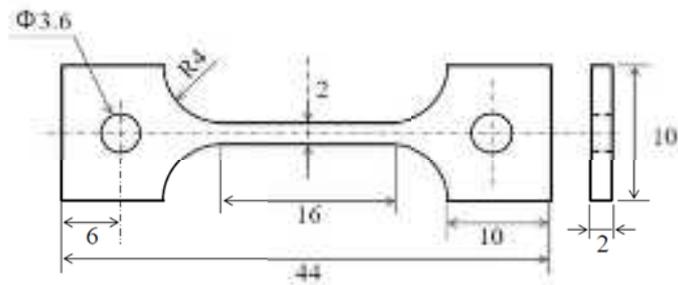


図 3.1.1-54 引張試験片の形状および寸法 (mm)

b) 試験方法

288℃で引張試験を行った。使用するクリップゲージ型変位計は遠隔操作により試験片に取り付け可能であり、ひずみ量の計測精度を向上するために引張試験中におけるクリップゲージの振動を抑える改良を施したものである。引張試験は大気中、288℃でひずみ速度約 $3 \times 10^{-4}/s$ で行い、以下の項目を取得した。引張試験の前に JISZ2280 に準拠してヤング率測定を行った。

- ・応力-ひずみ曲線
- ・引張強さ
- ・0.2%耐力
- ・一様伸び
- ・破断伸び
- ・ヤング率

c) 試験結果

(i) 引張試験

引張試験により得た公称応力-ひずみ線図を図 3.1.1-55 に示す。これらの図には、クリップゲージ型変位計と試験機プルロッド変位計で評価したひずみに対して応力をプロットした。従来のプルロッド変位計を用いた応力-ひずみ曲線と比較すると、いずれにおいても、弾性域の応力の傾きがクリップゲージ型変位計で評価した値の方が急激に立ち上がっている。このことは、プルロッド変位計を用いた引張試験で生じる伸び等の要因を排除できており、より高精度な応力-ひずみ線図が得られたことを示している。これらクリップゲージ型変位計による応力-ひずみ曲線から求めた引張特性を表 3.1.1-15 に示す。この表にはクリップゲージ型変位計を用いて昨年度取得したデータも併せて示した。照射量が高くなるほどその差は小さくなる。同様の傾向が破断伸びにも当てはまる。また、図 3.1.1-55

に示す応力-ひずみ線図から明らかなように、本試験片は加工硬化しておらず真応力-真ひずみ関係は得られなかった。

(ii) ヤング率測定

ヤング率測定は引張試験の前に JISZ2280 に準拠して行った。BWR 引張データベースから供試材の 0.2%耐力は 700MPa 程度と予想されたので、JISZ2280 に従い 0~350MPa の範囲でヤング率を測定した。ヤング率は 5 点測定し、最小値と最大値を除く 3 点の平均とした。A432 の公称応力-ひずみ線図を図 3.1.1-56 に示す。これらの結果からヤング率 135GPa が得られた。JISZ2280 に準拠して求めたヤング率と図 3.1.1-55 の公称応力-ひずみ曲線から求めたヤング率をにまとめた。後者のヤング率は応力-ひずみ線図の弾性範囲から求めた。未照射材においてはヤング率の測定法によらずほぼ同じ値が得られているが文献値より 20%程度低かった。一方、照射材では応力-ひずみ曲線から求めたヤング率のほうが JIS に準拠した方法よりも高くなっていた。一般的に応力-ひずみ曲線では弾性範囲の初期の傾きが緩く、応力レベルに高くなるに連れて傾きが立ってくる。このため、応力レベルの低い未照射材では両者の測定値が近く、応力レベルの高い照射材では両者の差が顕著になったと考えられる。これらの結果から、測定方法によるバラツキはあるものの、照射材のヤング率は未照射材の文献値に近く、損傷量に対するヤング率の変化はほとんどないものと考えられる。

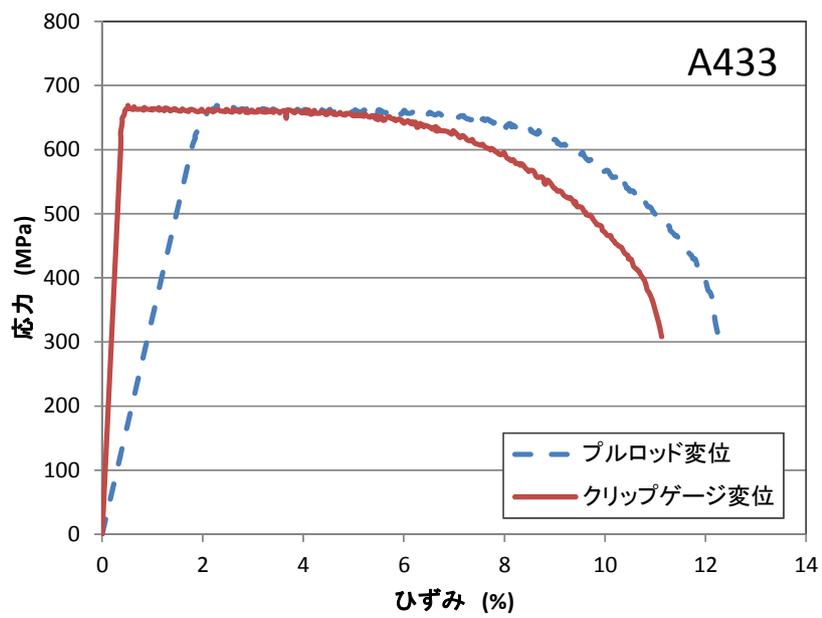
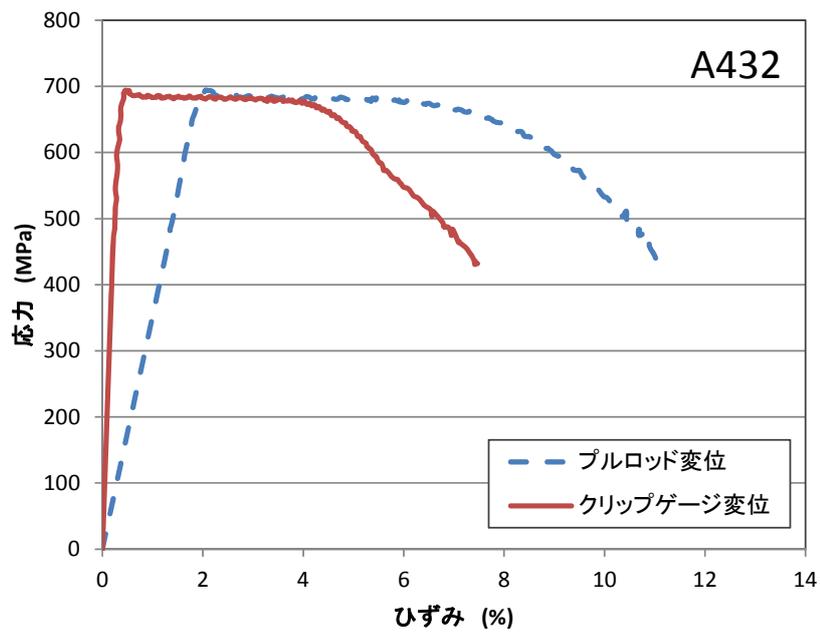


図 3. 1. 1-55 288℃で行った引張試験で求めた応力-ひずみ線図

表 3.1.1-15 引張試験結果

試験片名	照射量 (dpa)	試験温度 (°C)	引張応力 (MPa)	クリップゲージ型変位計			
				0.2%耐力 (MPa)	一様伸び (%)	破断伸び (%)	ヤング率*1 (GPa)
316-3	0	288	407	162	27.0	33.8	89
316-4	0	288	406	199	27.5	33.7	126
A141	0.71	288	464	304	24.3	31.6	131
A135	0.94	288	484	350	24.5	31.3	118
A344	4.48	288	626	608	17.3	25.0	152
A337	5.2	288	646	635	13.8	20.8	130
A432	12.4	288	694	693	-	7.2	163
A433	12.4	288	669	663	-	11.0	172

*1 応力-ひずみ線図より求めた

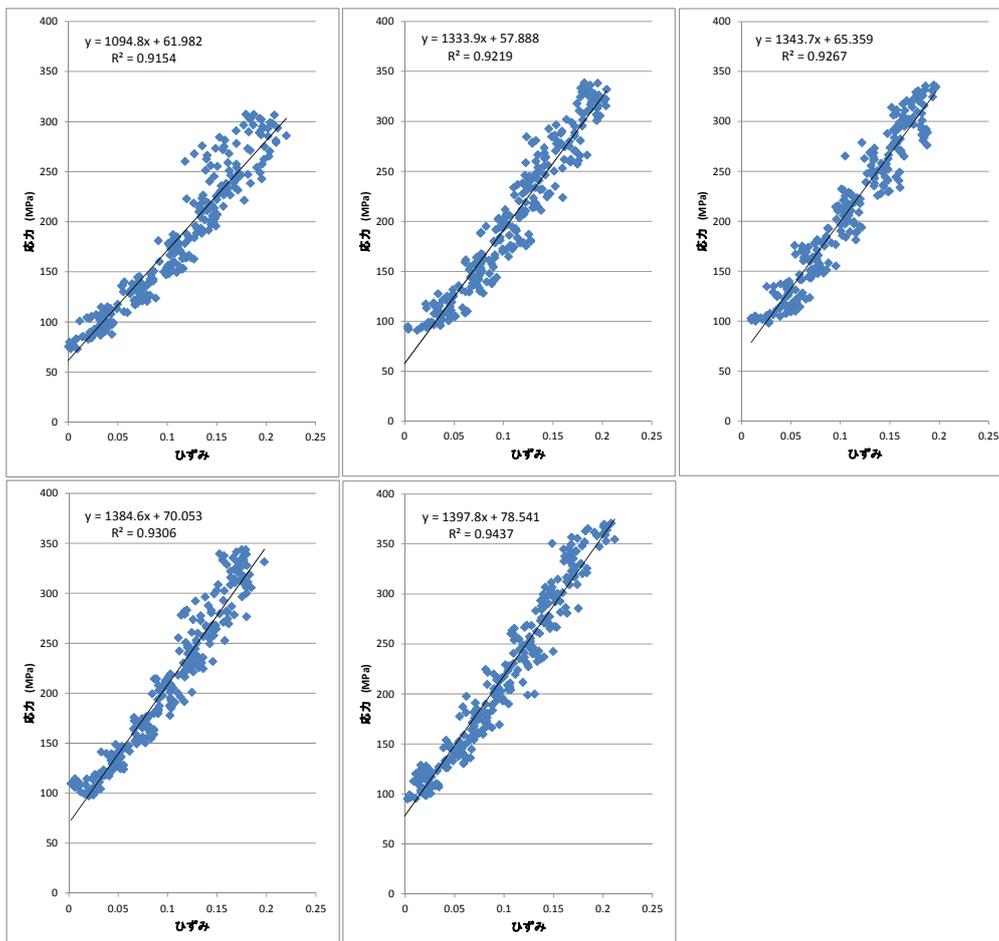


図 3.1.1-56 288°Cにおける A432 のヤング率測定結果

表 3.1.1-16 ヤング率測定結果

鋼種	試験片名	試験温度(°C)	ヤング率(GPa)	測定方法
316L	未照射材	288	149	JIS 準拠 クリップゲージ
			141	SS 曲線より
			170	文献値
	A432		135	JIS 準拠 クリップゲージ
			163	SS 曲線より
			A433	172

(b) デジタル画像相関法(Digital Image Crrelation)の照射材への適用性検討

a) 試験方法

昨年度実施した未照射材を用いた適用性確認試験により、以下の課題が抽出された。

- ・試験片取り付けの際に障害となる CCD カメラの遠隔操作による設置およびフォーカシング方法
- ・遠隔操作による照射材への染料塗布方法

照射材の試験を行う前に、上記課題を解決するために、可動式 CCD カメラ据え付け治具を作製して予めフォーカス位置を固定することにより遠隔操作でのフォーカシングを可能にした。また、染料塗布に用いるスプレー缶と試験片の位置関係ならびに塗布時間等を最適化することにより遠隔操作での染料塗布が可能となった。昨年度抽出された課題が解決されたため照射材を用いた試験を行った。

供試材は約 4dpa まで中性子照射された SUS304L である。表 3.1.1-17 に試験片の化学組成を示す。また、図 3.1.1-57 に引張試験片の寸法を示す。供試材の損傷量を表 3.1.1-18 に示す。セル内で引張試験片にクリップゲージ型変位計を取り付けた後、試験片表面には DIC でのひずみ同定を容易にするため図 3.1.1-58 に示すようなランダムな模様を、スプレー塗料を用いて付与した。ひずみ速度約 3.0×10^{-4} で試験片を引張り、そのときの試験片表面の様子を 2 台の CCD カメラで撮影した。図 3.1.1-59 に試験時の状況写真を示す。

表 3.1.1-17 供試材の化学組成(wt%)

Cr	Ni	Mn	Si	P	C	Fe
18.58	8.93	1.2	0.65	0.024	0.05	bal.

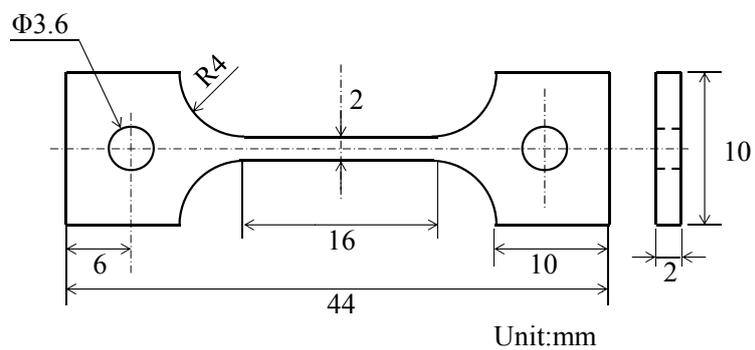


図 3.1.1-57 試験片形状

表 3.1.1-18 供試材の損傷量

試料名	損傷量(dpa)
H338	3.74
H342	4.72

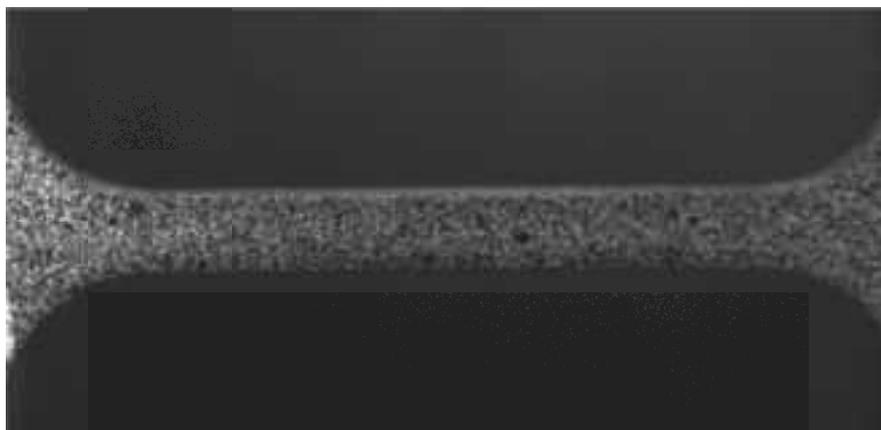


図 3.1.1-58 ランダムパターンを付与した試験片表面の例



図 3. 1. 1-59 試験時の状況

b) ひずみ同定

図 3. 1. 1-60 にクリップゲージ型変位計と DIC で評価した H338 と H342 の公称応力-ひずみ線図を示す。クリップゲージ型変位計では引張試験片のゲージ部全体のひずみを評価しているのに対して、DIC では局所的なひずみを評価可能なので、くびれが生じてからの応力-ひずみ線図の挙動が異なる特徴がある。また、得られた応力-ひずみ線図から、両試験片の 0.2%耐力と引張強さは同程度であるが、伸びが大きく異なっていた。伸びは H338>H342 であり損傷量の差によるものと考えられる。試験開始時の試験片表面と破断直前の試験片表面の画像を図 3. 1. 1-61 に示す。この画像から引張試験片の平行部で破断しており、クリップゲージ型変位計と DIC による引張試験が同時に実施できたことが確認できた。本測定では、2 台の CCD カメラを用いて、試験片表面の変形を同時撮影することにより、視差を利用した 3 次元の変位測定を行った。引張試験では、試験片表面に凹凸などが発生したり、板厚の減少によりカメラとの距離が変化したりすることで、2 次元の観察の場合は画像の大きさが変化する(みかけ上の変形が発生する)。3 次元の変形計測を実施することにより、板厚方向の変位の影響を補正することが可能となる。画像の撮影およびひずみ同定には、市販のソフトウェア (VIC-3D) を用いた。

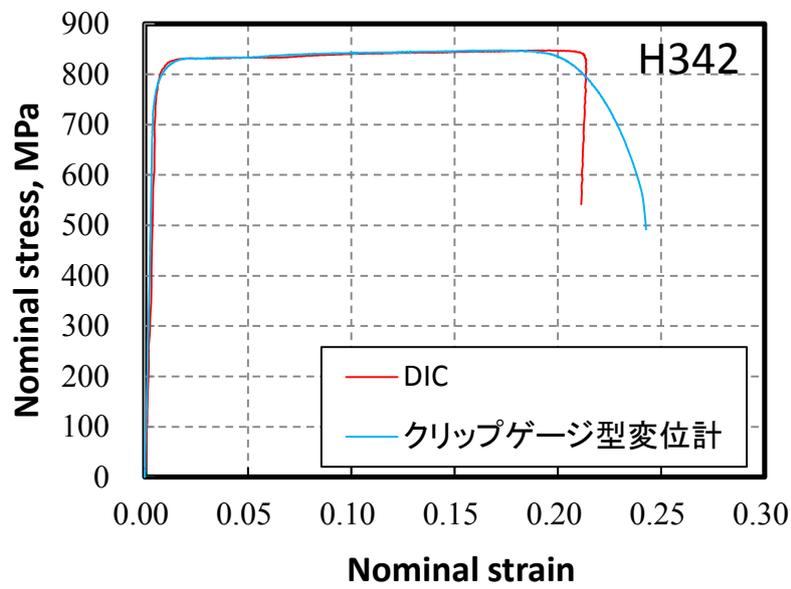
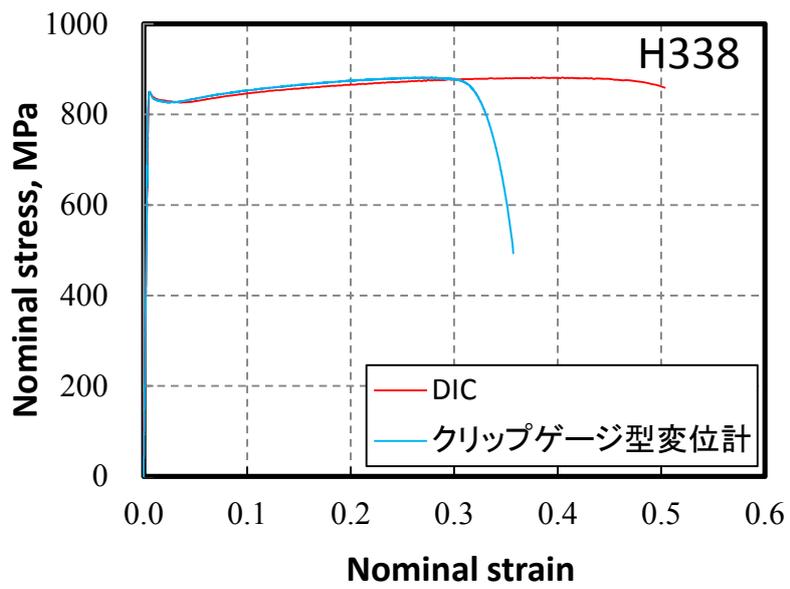


図 3.1.1-60 クロスヘッド変位と荷重の関係

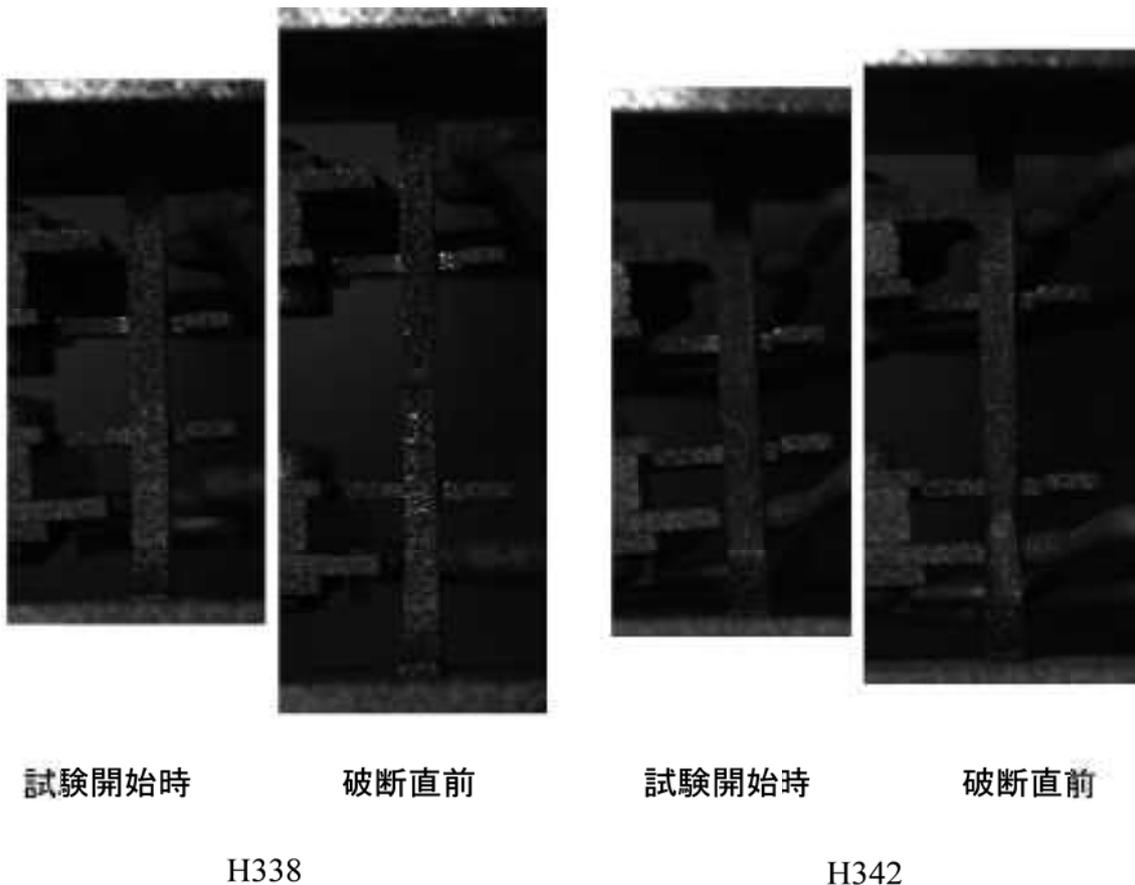


図 3. 1. 1-61 DIC 観察画像

c) 真応力-ひずみ曲線の同定

図 3. 1. 1-62 に真応力-ひずみ曲線の同定手順を示す。応力-ひずみ曲線の同定には、くびれ部の Mises 相当応力が必要となる。しかし、くびれによる多軸効果で、相当応力は公称応力と必ずしも一致しない。本同定手順では、試験片の変形を有限要素解析 (FEA) で再現することで、計算によってくびれ部の相当応力を推定した。つまり、試験で負荷した荷重 (P_{exp}) とデジタル画像相関法で測定されたくびれ部のひずみ ϵ_t の関係が一致するように、FEA で用いる真応力-ひずみ曲線を逆解析で推定する。具体的には、試験で得られたくびれ部のひずみ ϵ_t を時系列に並べ、小さい方から i 番目のひずみ $\epsilon_t(i)$ に相当する FEA で得られる負荷荷重 (PFEM) を P_{exp} に一致させるように、応力-ひずみ曲線上のひずみ $\epsilon_t(i)$ に対応する応力 $\sigma_t(i)$ を変化させる。PFEM = P_{exp} となるときの $\sigma_t(i)$ と $\epsilon_t(i)$ の組み合わせが、FEA の入力データである真応力-ひずみ曲線の一点として求まる。この同定を ϵ_t の小さい方から順次実施し、 $\epsilon_t(i)$ に対する真応力 $\sigma_t(i)$ を同定する時には、既に求まっている $i-1$ 番目以前の真応力-ひずみ曲線は変更しない。有限要素解析は ABAQUS による大変形解析 (NLGEOM オプション) を適用した。

d) 結果

クリップゲージ型変位計と DIC の異なるひずみ測定法により同定された真応力-ひずみ曲線を図 3. 1. 1-63 に示す。この図から明らかなように、クリップ型変位計と DIC による真応力-真ひずみ線図は、通常の引張強さの範囲まではほぼ同じ線図となり、照射材に対しても DIC が適用可能であることが確認できた。また、DIC では従来の試験方法では不可能であった引張強さ以降の真応力-真ひずみ線図が取得可能であり、照射材特有の局所的な変形量を知る手掛かりとなる。さらに、図には Swift 式も併せて示しているように、DIC により得られた真応力-真ひずみ曲線に対しても Swift 式が適用可能であると結論された。

図 3. 1. 1-63 から DIC の結果のみを抽出して図 3. 1. 1-64 に示す。図 3. 1. 1-60 に示したように、試験に供した試験片の一樣伸びは大きく異なっており、損傷量の差と考えられた。しかし、DIC による真応力-真ひずみ線図にはひずみ量の差はほとんど見られず、傾きの差となって表れている。このことは、変形量が極めて減少すると考えられてきた高照射材においてもくびれ後には十分な変形が生じている可能性を示唆する。このような照射材の真応力-真ひずみ曲線の特徴は従来の引張試験では得られなかった知見であり、本手法が照射材特有の変形挙動を調べる有効なツールであることを示している。

DIC を照射材に適用することで得られた従来知見と異なる傾向が一般化可能か、継続して照射材を用いたデータを蓄積する必要がある。

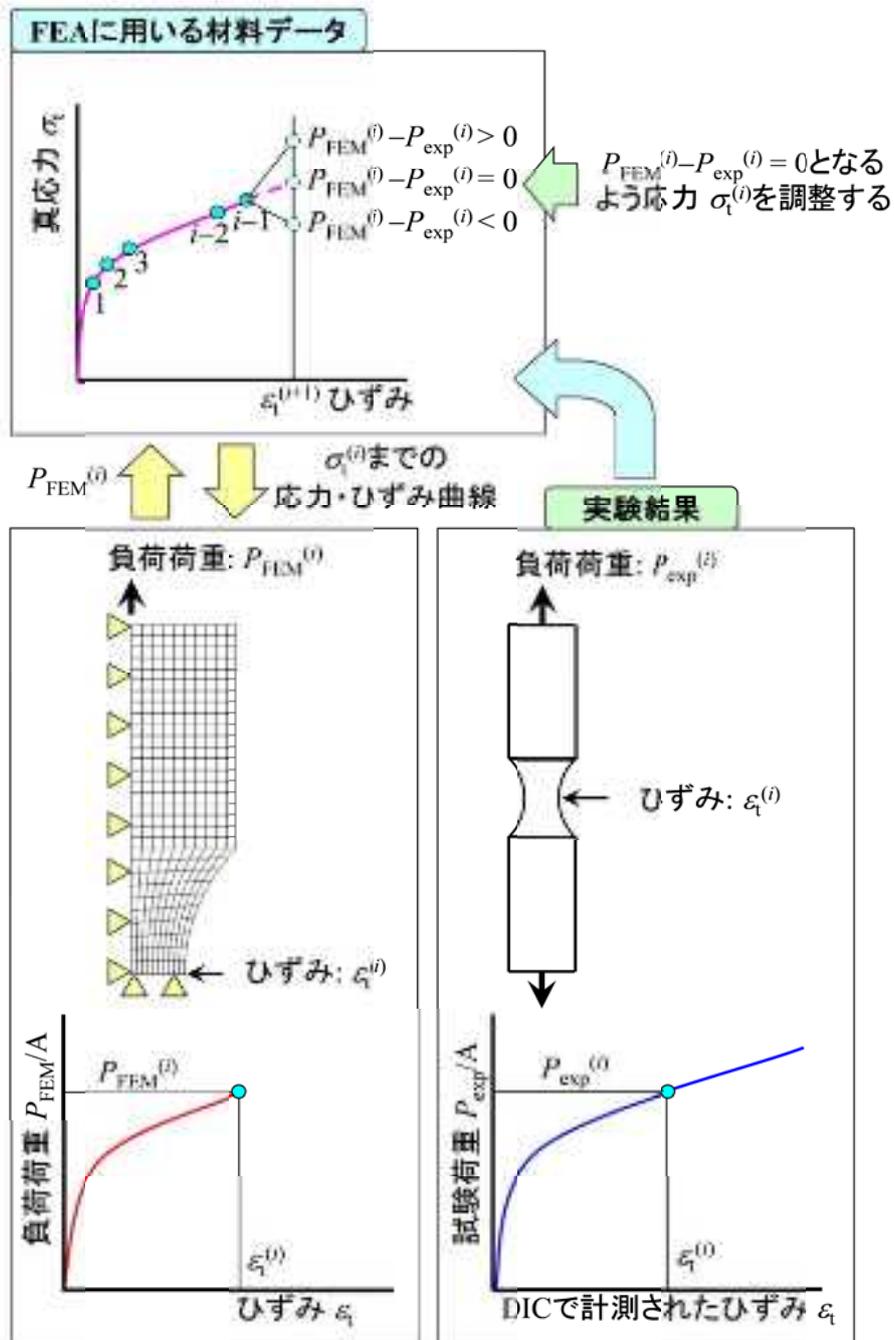


図 3.1.1-62 真応力-真ひずみ曲線の同定手順

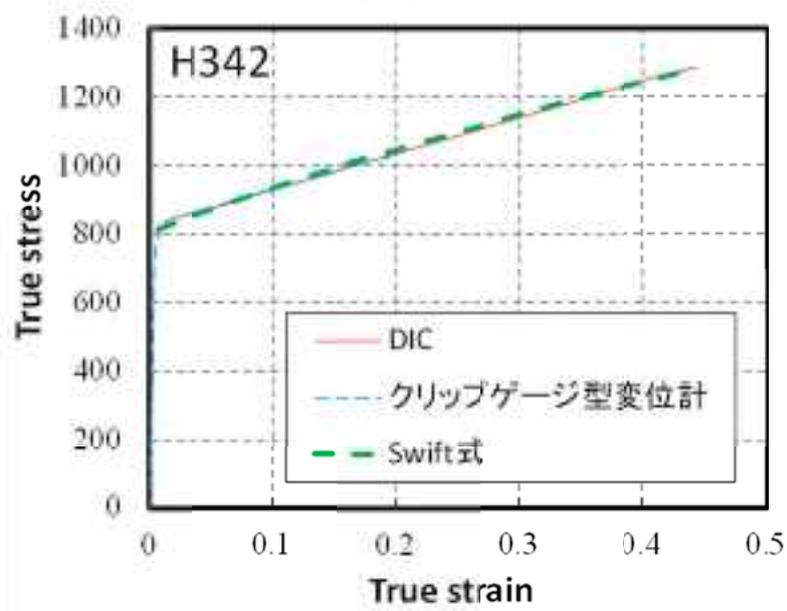
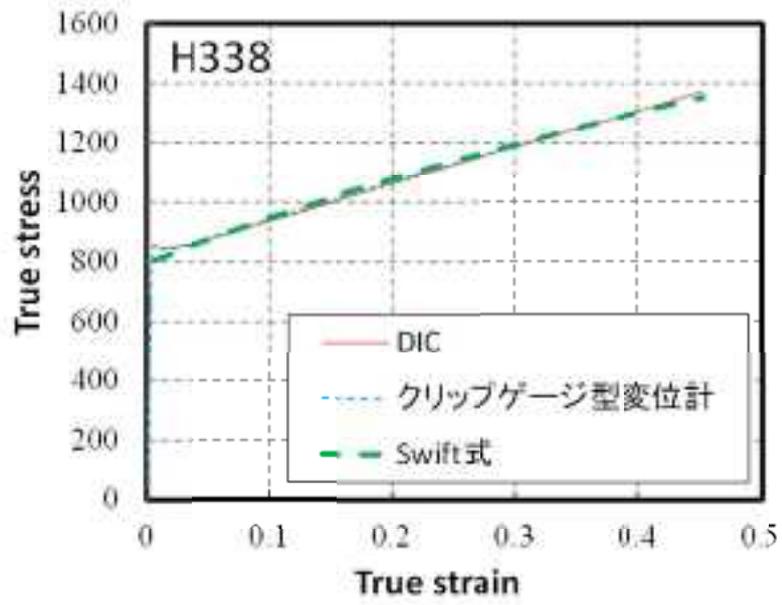


図 3.1.1-63 真応力-ひずみ曲線

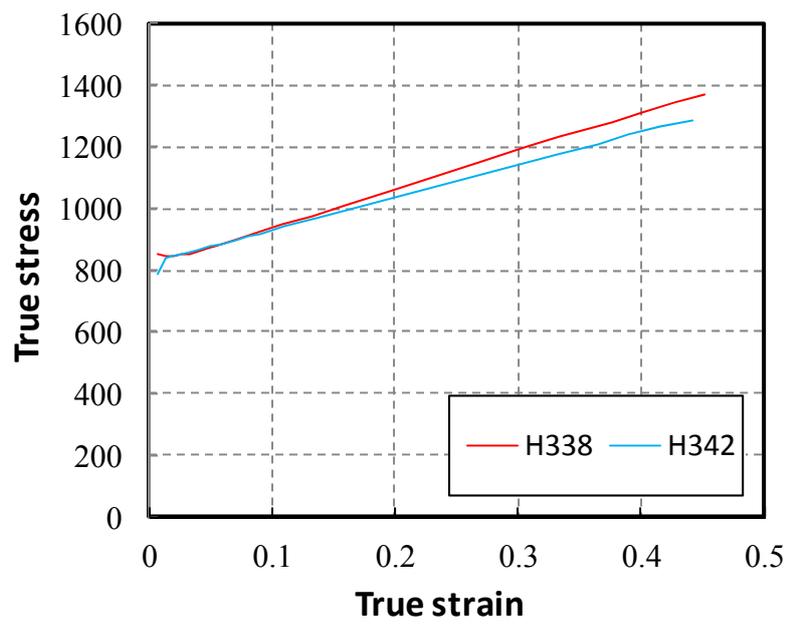


図 3. 1. 1-64 真応力-ひずみ曲線

5) 破壊機構の検討

(a) 本研究の背景及び目的

軽水炉の炉内構造物は、中性子照射の影響を受け、マイクロ組織、組成、機械的性質等が変化することが知られている。これらの影響を適切に考慮することは、中性子照射材の破壊機構を検討するために重要であると考えられる。一方、多結晶金属材料の破壊機構を検討するにあたっては、力学的な観点では、結晶粒レベルの局所的な応力やひずみに注目する必要がある。巨視的には均質等方性とみなせる材料であっても、局所的には結晶方位による弾性異方性やすべり変形により、応力場やひずみ場は不均一となる。そのため、巨視的に負荷された応力やひずみよりも高い応力やひずみが局所的には発生している可能性があり、その発生特性を明らかにすることは、破壊機構を検討するために不可欠である。特に中性子照射材では、すべり変形の局所化が変形挙動や破壊挙動に大きな影響を及ぼすことが明らかにされており、局所的な応力やひずみに注目した検討は極めて重要であると考えられる。

そこで本研究では、中性子照射材に生じる結晶粒レベルの局所的な応力やひずみの分布特性を明らかにすることを目的とする。そのために、平成 24 年度の事業において、多結晶形状の有限要素モデルを作成し、結晶粒ごとの方位によって生じるすべり変形挙動を考慮した結晶塑性論を用いた数値解析手法の構築を行った。構築した数値解析手法において、照射による硬化はすべり変形特性の変化によって生じるものと仮定し、結晶塑性論に用いる材料パラメータの変化として考慮した。また、構築した数値解析手法を用いて、中性子照射による応力ひずみ関係の変化（硬化）が、局所的な応力分布特性に及ぼす影響について検討し、基本的な特性を明らかにした。しかし、数値解析においては巨視的な応力ひずみ関係を再現するような結晶塑性論における材料パラメータを決定して使用しており、数値解析によって得られた局所的な応力・ひずみ分布を直接、実験結果と比較して、妥当性を検証するには至っていない。これは、結晶粒レベルでの応力やひずみ分布を測定可能な汎用的な手法が存在しないためであるが、近年になって電子線回折パターンを利用した応力測定や、デジタル画像相関法によるひずみ測定が可能になりつつある。そこで本研究においては、比較的測定が容易と考えられる粗大結晶粒の微小試験片を用いて、局所応力・ひずみ分布の測定を行い、平成 24 年度に構築した数値解析手法による結果と比較・考察することで、本研究で使用する数値解析手法の妥当性を検討する。また、妥当性を検討した数値解析手法を用いて、局所応力分布特性に関して改めて整理を行う。

(b) 実施内容

本研究では、中性子照射による応力ひずみ関係の変化を材料特性の変化として考慮し、中性子照射材に生じる局所的な応力やひずみの分布特性を、多結晶有限要素モデルを用いた結晶塑性解析により調べる。今年度は特に、平成 24 年度に構築した局所応力分布の数値解析手法の妥当性検証のための、局所応力分布及び局所ひずみ分布の測定手法の検討を実

施した。

局所応力分布の測定には、電子後方散乱回折(EBSD: Electron Backscatter Diffraction)パターンを利用した測定法を用いた。本手法では電子線回折パターン(菊池パターン)が、電子線照射位置に作用する応力やひずみによって変化することを利用し、格子ひずみ及び応力を算出するもので、結晶粒レベルの局所応力・弾性ひずみを測定可能な数少ない手法の一つとして期待されている。しかし、提案されて間もない手法であり、適用可能対象や測定条件の詳細など、必ずしも明らかでない部分も多い。そこで本研究においては、測定条件及び解析条件を変化させ、応力測定結果に及ぼす影響を考察し、本手法の適用可能性を検討した。局所ひずみ分布の測定には、デジタル画像相関(DIC: Digital Image Correlation)法を用いた。DIC法は、変形前後の表面画像解析により、変位やひずみを測定する手法であり、比較的簡便に、かつ、測定領域を比較的自由に設定して測定が可能な手法である。高分解能を有する表面観察機器を用いることで、高精度にひずみ分布を測定することが期待できる。

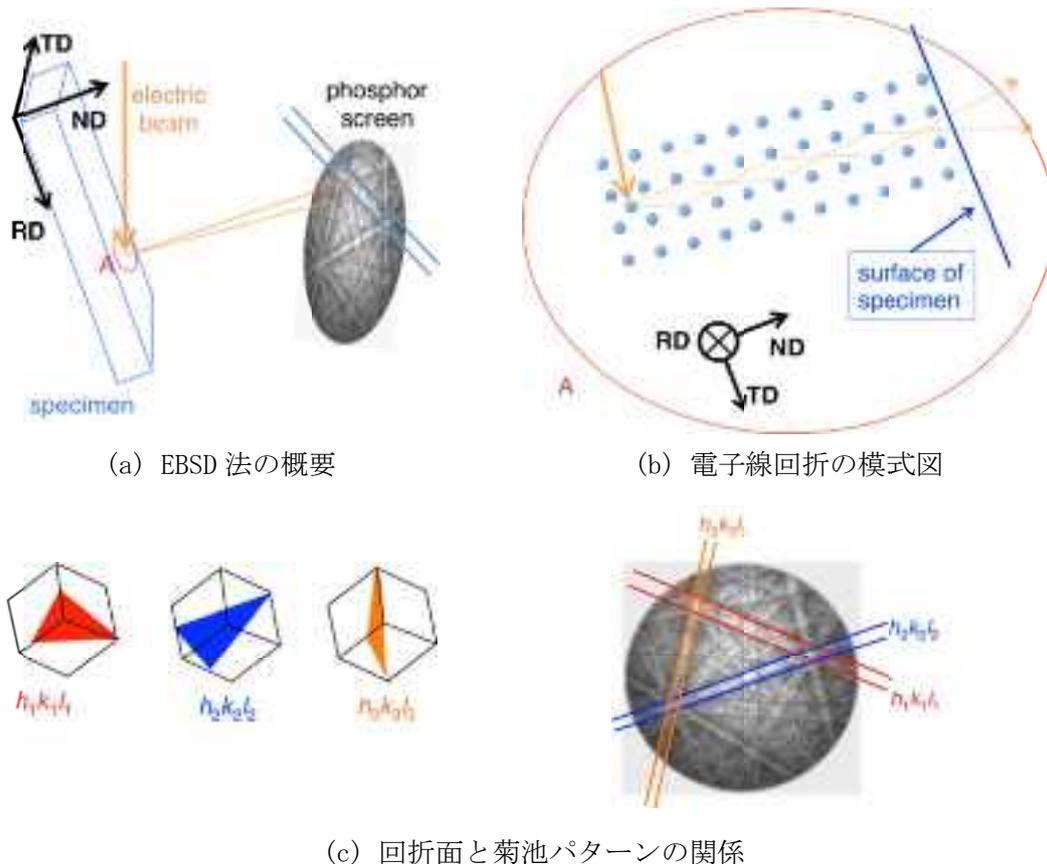
本年度は、EBSD法による応力測定及びDIC法によるひずみ測定を、オーステナイト系ステンレス鋼の粗大粒微小試験片の引張試験に適用し、その適用可能性を検討した。また、引張試験を模擬した数値解析を平成24年度に構築した数値解析手法により実施して、測定結果と比較し、数値解析手法の妥当性を検討した。最後に、妥当性を検討した数値解析手法を用いて、未照射材及び照射硬化想定材に生じる局所応力分布特性を明らかにした。

(c) 局所応力・ひずみ測定手法

a) 電子線後方散乱回折(EBSD)法による局所応力測定原理

(i) 電子線回折パターンの発生原理

EBSD法では、図3.1.1-65(a)に示すようにSEM内で大きく傾斜した試料に電子線を照射した際に発生する菊池パターンを蛍光スクリーンで捕らえ、電子線の照射領域の結晶方位や組成などを測定する。電子線が傾斜した試料に侵入し、試料表面近傍の原子に衝突すると、この電子線は弾性・非弾性散乱し、そこが新たな光源のようになり試料中を全方向に広がっていく。この電子は例えば図3.1.1-65(b)に示すような試料の結晶面で回折される。このように回折した電子は蛍光板で線状に現れる。このようにして現れるものは図3.1.1-65(c)のように各結晶粒の回折面と対応しており、その変化を測定して格子ひずみ及び応力の測定を行うことが可能となる。現在、このような原理に基づく応力測定は、市販のソフトウェア(CrossCourt3)を用いて実施可能であり、本研究でも同ソフトを利用した。



(a) EBSD 法の概要

(b) 電子線回折の模式図

(c) 回折面と菊池パターンとの関係

図 3.1.1-65 EBSD 法による応力測定の原理

(ii) 単結晶金属における測定

まず、図 3.1.1-66 のように単結晶金属の試験片中央に押し込み試験を施した場合の EBSD 法による応力測定を考える。この試験片について、押し込み位置から十分離れた領域 A で、同図に示すような菊池パターンが得られたとすると、中央に近い B 点では、押し込み試験に伴う結晶方位の変化や残留応力の影響を受けて、A とは異なる菊池パターンが得られる。

このとき、弾性ひずみや結晶方位の変化などに依存して菊池パターンがどのように変化するか考える。一例として、RD 方向に弾性垂直ひずみが生じた場合を図 3.1.1-67 に模式的に示す。無応力状態について、電子線が O 点で非弾性散乱を起こし、図中 OP に示す方向に回折が生じ、P において回折線が確認されたとする。ここで、同図に示すとおり、弾性ひずみ ϵ_{e22} の影響で OP 方向に回折していた電子線は若干回折角度が変化し、OP' 方向にシフトする。このときの PP' ベクトル Q は OP ベクトル r を用いて式(3.1.1-34)のようになる。これは任意の方向の変位勾配でも同様のことがいえるため、菊池パターンの変化量と弾性ひずみは式(3.1.1-35)により関係づけられる。

ただし、ここで、菊池パターンの解析で q_1 と q_2 は測定可能であるが、表面画像解析で q_3 を測定することはできない。そこで、未知数 λ を用いて、式(3.1.1-36)に示す q を考え、式(3.1.1-37)に示すとおりに q とひずみを結びつけることができる。さらに、式(3.1.1-37)

から λ を消去することで式(3.1.1-38)を得られる。さらに、測定される q の値は面内のものであるから、式(3.1.1-39)が成り立ち、式(3.1.1-38)は式(3.1.1-40)のように書き換えられる。

$$\mathbf{Q} = \begin{pmatrix} 0 \\ Q_2 \\ 0 \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} 0 \\ \frac{\partial u_2}{\partial x_2} r_2 \\ 0 \end{pmatrix} \quad (3.1.1-34)$$

$$\mathbf{Q} = \begin{pmatrix} Q_1 \\ Q_2 \\ Q_3 \end{pmatrix} = (A - I) \mathbf{r} \quad A - I = \begin{pmatrix} \frac{\partial u_1}{\partial x_1} & \frac{\partial u_1}{\partial x_2} & \frac{\partial u_1}{\partial x_3} \\ \frac{\partial u_2}{\partial x_1} & \frac{\partial u_2}{\partial x_2} & \frac{\partial u_2}{\partial x_3} \\ \frac{\partial u_3}{\partial x_1} & \frac{\partial u_3}{\partial x_2} & \frac{\partial u_3}{\partial x_3} \end{pmatrix}, \quad \mathbf{r} = \begin{pmatrix} r_1 \\ r_2 \\ r_3 \end{pmatrix} \quad (3.1.1-35)$$

$$\mathbf{q} = \mathbf{Q} - \lambda \mathbf{r} \quad (3.1.1-36)$$

$$\begin{pmatrix} q_1 \\ q_2 \\ q_3 \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} Q_1 \\ Q_2 \\ Q_3 \end{pmatrix} - \lambda \begin{pmatrix} r_1 \\ r_2 \\ r_3 \end{pmatrix} \quad (3.1.1-37)$$

$$= \begin{pmatrix} \frac{\partial u_1}{\partial x_1} - \lambda & \frac{\partial u_1}{\partial x_2} & \frac{\partial u_1}{\partial x_3} \\ \frac{\partial u_2}{\partial x_1} & \frac{\partial u_2}{\partial x_2} - \lambda & \frac{\partial u_2}{\partial x_3} \\ \frac{\partial u_3}{\partial x_1} & \frac{\partial u_3}{\partial x_2} & \frac{\partial u_3}{\partial x_3} - \lambda \end{pmatrix} \begin{pmatrix} r_1 \\ r_2 \\ r_3 \end{pmatrix}$$

$$r_2 r_3 \left[\frac{\partial u_2}{\partial x_2} - \frac{\partial u_3}{\partial x_3} \right] + r_1 r_3 \frac{\partial u_2}{\partial x_1} + r_3^2 \frac{\partial u_2}{\partial x_3} - r_1 r_2 \frac{\partial u_3}{\partial x_1} + r_2^2 \frac{\partial u_3}{\partial x_2} = r_3 q_2 - r_2 q_3 \quad (3.1.1-38)$$

$$r_1 r_3 \left[\frac{\partial u_1}{\partial x_1} - \frac{\partial u_3}{\partial x_3} \right] + r_2 r_3 \frac{\partial u_1}{\partial x_2} + r_3^2 \frac{\partial u_1}{\partial x_3} - r_2 r_1 \frac{\partial u_3}{\partial x_2} + r_1^2 \frac{\partial u_3}{\partial x_1} = r_3 q_1 - r_1 q_3$$

$$Q_3 = 0 \quad (3.1.1-39)$$

$$q_3 = -\lambda r_3$$

$$r_1 \left[\frac{\partial u_1}{\partial x_1} - \frac{\partial u_3}{\partial x_3} \right] + r_2 \frac{\partial u_1}{\partial x_2} + r_3 \frac{\partial u_1}{\partial x_3} - \frac{r_1^2}{r_3} \frac{\partial u_3}{\partial x_1} - \frac{r_2 r_1}{r_3} \frac{\partial u_3}{\partial x_2} = Q_1 \quad (3.1.1-40)$$

$$r_2 \left[\frac{\partial u_2}{\partial x_2} - \frac{\partial u_3}{\partial x_3} \right] + r_1 \frac{\partial u_2}{\partial x_1} + r_3 \frac{\partial u_2}{\partial x_3} - \frac{r_1 r_2}{r_3} \frac{\partial u_3}{\partial x_1} - \frac{r_2^2}{r_3} \frac{\partial u_3}{\partial x_2} = Q_2$$

式(3.1.1-40)により、結晶粒レベルの微視的弾性ひずみ量と菊池パターンの微小変位量が結びつけられる。例えば、垂直ひずみにより図3.1.1-68のように回折パターンが変化する。他にもせん断ひずみ、剛体回転の影響も同様に記述でき、回折パターンの微小な変化量が、これらの変形の重畳によるものと考えれば、逆問題的にひずみを求めることができ

る。

なお、式(3.1.1-40)においては未知数が8個であり、 n 個のROIについて、 Q_1 、 Q_2 を計算すれば、条件式の数 $2n$ 個となり、原理上、4個以上のROI (Region of interest) について Q_1 、 Q_2 を計算すれば、弾性ひずみを算出することが可能となる。ただし、実際には、 Q_1 、 Q_2 の測定精度を考慮して多め(13から20程度)のROIを用いることが望ましいとされる。式(3.1.1-41)に示す M の値が最小となる組を特定することで、弾性ひずみが計算される。また、式(3.1.1-41)において計算されるひずみは、スクリーンを基準とした座標系を基準としたものであるが、これは式(3.1.1-42)により試験片を基準としたひずみに変換できる。ここで、 θ 、 ξ はそれぞれ試験片、スクリーンの傾きを表す。

$$M = \sum_n \left[\left\{ r_1 \left[\frac{\partial u_1}{\partial x_1} - \frac{\partial u_3}{\partial x_3} \right] + r_2 \frac{\partial u_1}{\partial x_2} + r_3 \frac{\partial u_1}{\partial x_3} - \frac{r_1^2}{r_3} \frac{\partial u_3}{\partial x_1} - \frac{r_2 r_1}{r_3} \frac{\partial u_3}{\partial x_2} - Q_1 \right\}^2 + \left\{ r_2 \left[\frac{\partial u_2}{\partial x_2} - \frac{\partial u_3}{\partial x_3} \right] + r_1 \frac{\partial u_2}{\partial x_1} + r_3 \frac{\partial u_2}{\partial x_3} - \frac{r_1 r_2}{r_3} \frac{\partial u_3}{\partial x_1} - \frac{r_2^2}{r_3} \frac{\partial u_3}{\partial x_2} - Q_2 \right\}^2 \right] \quad (3.1.1-41)$$

$$\begin{pmatrix} \frac{\partial u_x}{\partial x} & \frac{\partial u_x}{\partial y} & \frac{\partial u_x}{\partial z} \\ \frac{\partial u_y}{\partial x} & \frac{\partial u_y}{\partial y} & \frac{\partial u_y}{\partial z} \\ \frac{\partial u_z}{\partial x} & \frac{\partial u_z}{\partial y} & \frac{\partial u_z}{\partial z} \end{pmatrix} = R^{-1} (A - I) R \quad (3.1.1-42)$$

$$R = \begin{pmatrix} 1 & 0 & 0 \\ 0 & \cos(\zeta) & \sin(\zeta) \\ 0 & -\sin(\zeta) & \cos(\zeta) \end{pmatrix}$$

$$\zeta = \frac{\pi}{2} + \theta - \xi$$

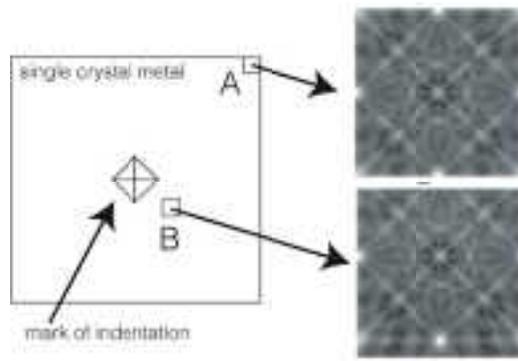


図 3. 1. 1-66 単結晶試料の押し込み試験における菊池パターン変化の模式図

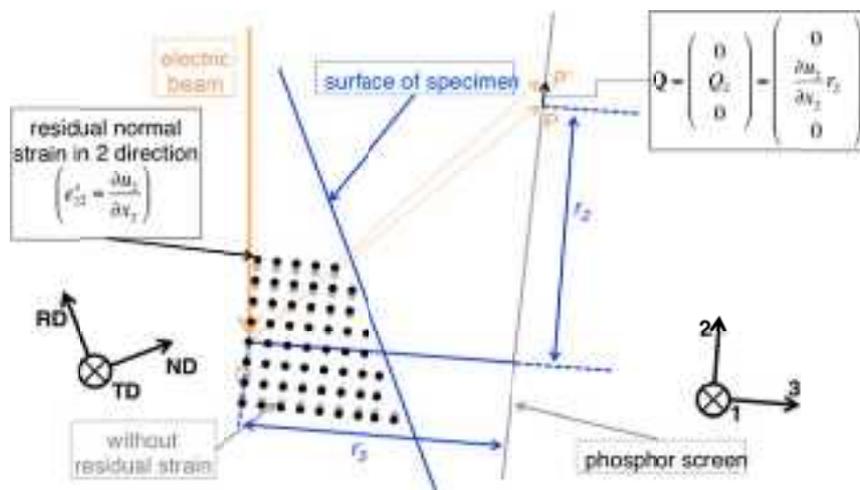
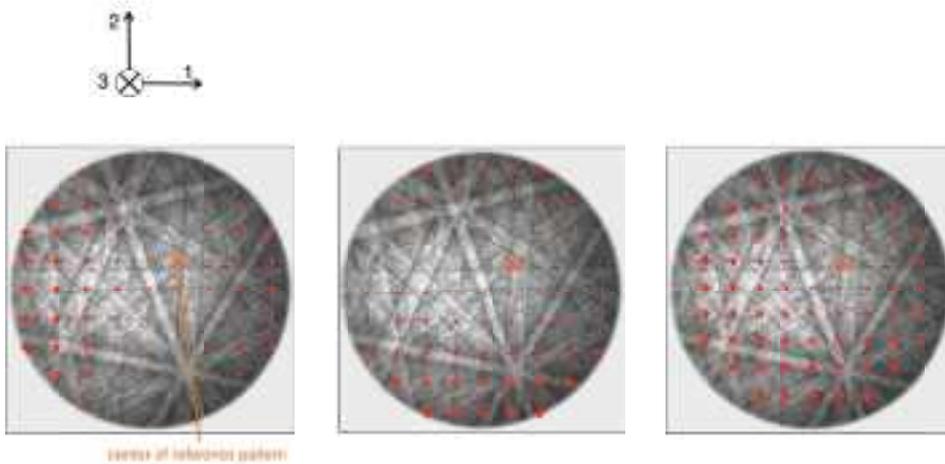


図 3. 1. 1-67 菊池パターンに及ぼす弾性ひずみの影響



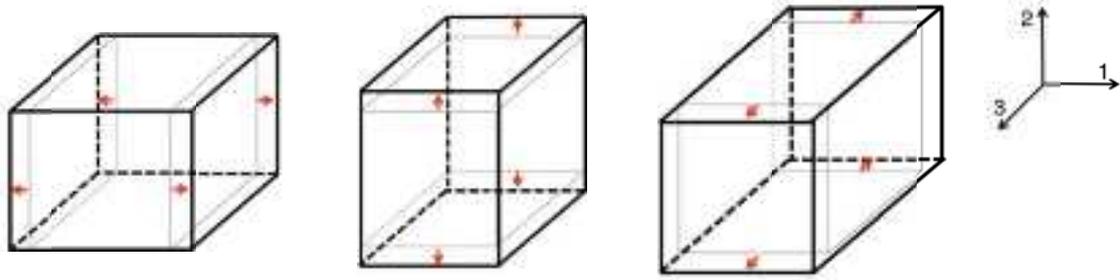


図 3.1.1-68 垂直ひずみによる菊池パターンの変化

(iii) 多結晶金属における弾性ひずみ・応力の測定

単結晶金属への押込み試験によって生じる弾性ひずみ・応力の測定では、同一の結晶粒について無ひずみ・無応力状態の位置が存在するため、EBSD法による応力測定は比較的容易に適用できる。一方、本研究で対象とする構造材料は一般的に多結晶材料であるため、EBSD法による応力測定を実施するには、測定対象とする結晶粒それぞれに対する、無ひずみ・無応力状態の菊池パターンが必要である。そこで、結晶粒ごとに無ひずみ・無応力状態であると考えられる点を推定する手法がとられている。ある基準にしたがって無ひずみ・無応力状態であると推定できる点を参照点（リファレンス）とし、測定点とリファレンスとの菊池パターンのずれを計算し、そのずれにより算出されるひずみ成分をその点のひずみ成分とする。ところが、一般に、無ひずみ・無応力状態のリファレンスを特定することは容易ではない。とりわけ、多結晶金属の引張試験などであると、結晶粒全体に応力が作用していると考えられ、無応力状態の点はそもそも存在しない場合の方が多いと考えられる。そこで、リファレンスの選定には、以下のような手法が考えられている。

①IQ値を用いる手法

EBSD法における回折パターンの鮮明度を評価する際に、IQ (Image Quality) 値というパラメータが広く用いられている。これは図 3.1.1-65 において、蛍光板に到達した電子の量を表す。電子配列に乱れが生じていた場合、電子は回折しにくくなり、入射電子のうちの、蛍光板に到達する割合が小さくなる。よって、IQ値が高いことは原子が均一に配列していることを表し、その点については外力の影響をほとんど受けていないと考えられる。そのため、結晶粒の中で、IQ値の最も高い点はほぼ無応力状態であると仮定して、この点をリファレンスとする考え方である。

②CI値を用いる手法

EBSD法において、結晶方位は統計的手法により特定される。すなわち、菊池パターンから測定されたバンドについて、結晶方位ごとに「投票 (Vote)」を行う形で行われる。バンド角度から考えられる結晶方位 $g(1)$ 、 $g(2)$ 、 \dots 、 $g(n)$ があり、それぞれについて最も投票数の多かった結晶方位の投票数を V_1 、2 番目に大きかった結晶方位の投票数を V_2 、投票数の総和を V_{IDEAL} とすると、結晶方位は V_1 の投票数を獲得したものに決定され、CI (Confidence Index) 値は $CI = (V_1 - V_2) / V_{\text{IDEAL}}$ により決定される。CI 値は 0 から 1 の値をとり、この値が大きいほど測定結果が信頼できるものであると評価される。EBSD法による応力測定では、結晶粒のうち、CI 値が最も大きい点をリファレンスとして採用する手法も使用可能である。

③Fit指数を用いる手法

Fit 指数も菊池パターンの指数付けの信頼性を評価するパラメータであり、前述の Voting 法により得られた結晶方位からそれぞれのバンドがどの位置に表れるべきか計算し、実際に表れるバンド位置とのずれ角を計算し、平均化したものである。この値が小さいほど、結晶方位の乱れが小さいと考えられている。

④KAM値を用いる手法

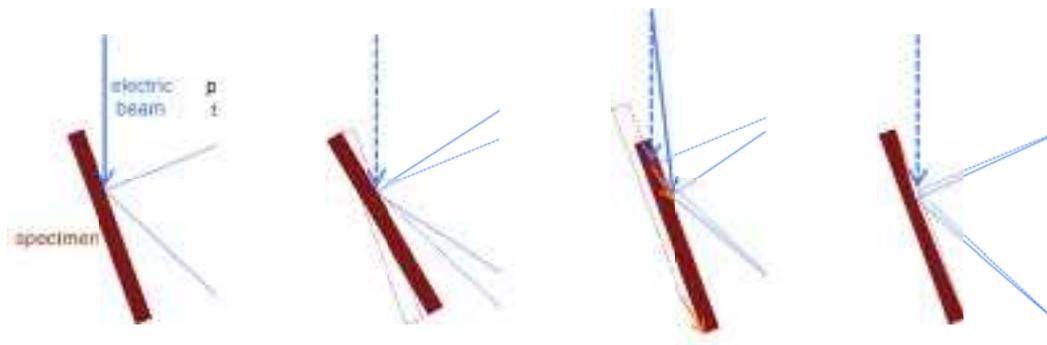
KAM(Kernel Average Misorientation)値は隣り合う測定点との結晶方位差を表したものである。ある2点A、Bの結晶方位がそれぞれ g_A 、 g_B で評価されるとすると、AB間の結晶方位差 θ は式(3.1.1-43)に示す Δg を用いて式(3.1.1-44)により求められる。この結晶方位差を隣接する測定点間で平均したものがKAM値であり、この値が小さいほど、結晶方位の乱れが小さいと考えられる。

$$\Delta g = \begin{pmatrix} \Delta g_{11} & \Delta g_{12} & \Delta g_{13} \\ \Delta g_{21} & \Delta g_{22} & \Delta g_{23} \\ \Delta g_{31} & \Delta g_{32} & \Delta g_{33} \end{pmatrix} = g_A g_B^{-1} \quad (3.1.1-43)$$

$$\theta = \text{Cos}^{-1} \frac{\Delta g_{11} + \Delta g_{22} + \Delta g_{33} - 1}{2} \quad (3.1.1-44)$$

局所応力・ひずみを測定するにあたっては、上述の手法などにより無ひずみ・無応力状態の点を特定することができれば望ましいが、IQ値、CI値、Fit値、KAM値などは、必ずしも応力やひずみ状態を直接表す指標であるとは言えない。さらに、静的引張応力下などでは、そもそも結晶粒内に無ひずみ・無応力状態の点が存在しないことも考えられる。上述の手法で特定されたリファレンスに既に初期ひずみ及び初期応力が存在していた場合、それ以外の点において測定される応力・弾性ひずみはリファレンスとの差分となる。このことから、リファレンスを基準とした、粒内の相対的な応力分布の推定は、リファレンスの回折パターンが鮮明であれば、可能であると予想される。

また、同様の考え方に基づけば、巨視的に無ひずみ・無応力状態のある点における菊池パターンをリファレンスに採用し、応力を負荷した状態で、同じ点における菊池パターンとの応力差を求めることも原理的には可能であると考えられる。この手法を用いれば、これらの2点における菊池パターンが鮮明であれば、巨視的な応力の負荷に伴う局所的な応力の増分について評価することができる可能性がある。しかし、この手法を適用するには、例えば以下のような原因で誤差が生じる可能性がある。仮に、図3.1.1-69(b)に示すように巨視的な応力負荷に伴って剛体回転が生じた場合、それに伴って回折パターンも変化してしまう。この回転量は十分に小さければ、回転成分 ω_{ij} として評価され、応力測定結果にはあまり影響を及ぼさないとは考えられるものの、少なからず誤差を生む要因にはなり得る。また、図3.1.1-69(c)に示すように剛体変位が生じた場合、回折位置が異なり、これも回折パターンの様子を若干変化させ、誤差を生む要因となってしまう。これを防ぐために、ステージの移動などでこの剛体変位は補正する必要がある。他にも、図3.1.1-69(d)に示すように、試験片に大きな変形が生じた場合はステージの移動では補正できず、電子ビームの焦点が合いにくくなるなどの問題が生じる場合がある。



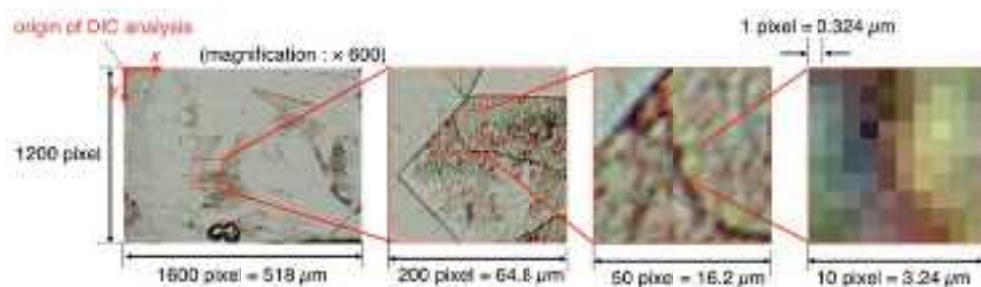
(a) 基準 (b) 剛体回 転 (c) 剛体 変位 (d) 過大な 変形

図 3. 1. 1-69 回折パターンに及ぼす諸条件の影響

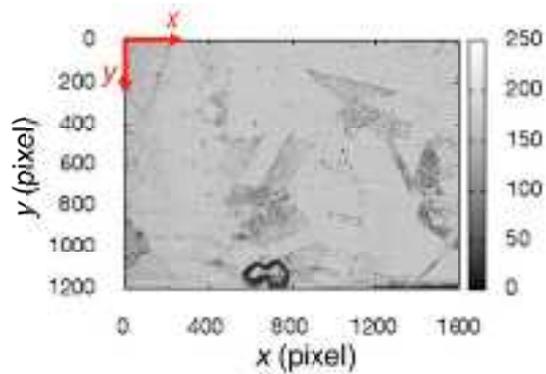
b) デジタル画像相関 (DIC) 法による局所ひずみ測定原理

デジタルマイクロスコップやSEMなどで表面画像として得られる画像は画素(ピクセル)で表現され、それぞれの画素は輝度値を有している。図 3. 1. 1-70(a)に倍率 600 倍で撮影した金属材料の表面観察画像の例を示す。この画像は1画素ごとに0~255の赤(R)、緑(G)、青(B)の輝度値を有している。そのため、この表面画像は、 $1 \leq x \leq I_x$ 、 $1 \leq y \leq I_y$ の範囲の整数値 (x, y) に対してそれぞれ輝度値 $red(x, y)$ 、 $green(x, y)$ 、 $blue(x, y)$ を有するデータとして処理することができる。ここで (I_x, I_y) はDICを行う画像の画素数であり、図 3. 1. 1-70(a)の画像の場合 $(I_x, I_y) = (1600, 1200)$ である。本研究では式(3. 1. 1-45)に基づきこれらの平均を計算する。この処理により、図 3. 1. 1-70(a)のような表面画像を、図 3. 1. 1-70(b)のような輝度値データをもつものとして数学的処理が可能となる。なお、本論文では (x, y) の輝度値とは式(3. 1. 1-45)の $gray(x, y)$ の値を表すものとし、画像相関の計算に用いる。

$$gray(x,y) = \frac{red(x,y) + green(x,y) + blue(x,y)}{3} \quad (3. 1. 1-45)$$



(a) デジタル画像の画素データ



(b) 輝度による表示

図 3. 1. 1-70 デジタル画像の構成

続いて、DIC の基本原理を以下に示す。図 3. 1. 1-71 に示すように、まず、引張前、引張後の輝度値をそれぞれ $b(x, y)$, $a(x, y)$ とし、変形前の任意の点 (x, y) について、 (x, y) を中心とする微小四角形領域（以下、サブセットと呼ぶ）を考える。次に比較対象となる変形後の画像においても、任意の点 $(x + \Delta x, y + \Delta y)$ を中心としたサブセットを考える。続いて $(x + \Delta x, y + \Delta y)$ を 1 画素ずつずらしながらそれぞれの点で変形前の点 (x, y) を中心としたサブセットとの輝度相関性を求める。その後、式(3. 1. 1-46)に基づいて輝度相関性の最も強い Δx , Δy を見つける。式(3. 1. 1-46)において、 a^* , b^* はそれぞれ変形前、変形後のサブセットの輝度平均を表し、式(3. 1. 1-47)より算出される。さらに R は $-1 \leq R \leq 1$ の値をとり、この値が大きいほど、サブセット内の画像の類似性が高いことを示している。これに基づいてサブセットの中心 (x, y) が変位したと考えると、 (x, y) における変位 $u(x, y)$, $v(x, y)$ は $u(x, y) = \Delta x$, $v(x, y) = \Delta y$ となる。この操作を任意の点 (x, y) で繰り返すことで、変位分布及びひずみ分布が算出できる。以上はピクセルオーダーの画像相関法であるが、本研究ではサブピクセルオーダーで測定可能な手法を用い、高精度化を図っている。

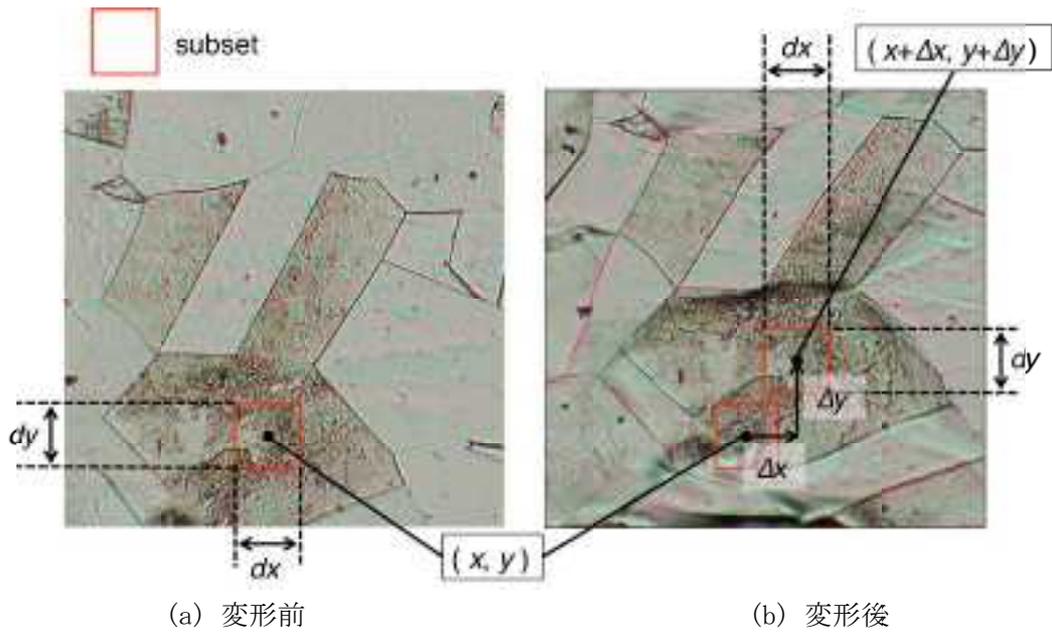


図 3.1.1-71 デジタル画像相関法の原理の模式図

$$R(x, y, \Delta x, \Delta y) = \frac{\sum_{s=-m}^m \sum_{t=-n}^n \{a(x + \Delta x + s, y + \Delta y + t)b(x + s, y + t) - a^* b^*\}}{\sqrt{\sum_{s=-m}^m \sum_{t=-n}^n \{a(x + \Delta x + s, y + \Delta y + t)^2 - (a^*)^2\} \sum_{s=-m}^m \sum_{t=-n}^n \{b(x + s, y + t)^2 - (b^*)^2\}}} \quad (3.1.1-46)$$

$$a^* = \frac{1}{dxdy} \sum_{s=-m}^m \sum_{t=-n}^n \{a(x + \Delta x + s, y + \Delta y + t)\}$$

$$b^* = \frac{1}{dxdy} \sum_{s=-m}^m \sum_{t=-n}^n \{b(x + s, y + t)\} \quad (3.1.1-47)$$

$$dx = 2m + 1$$

$$dy = 2n + 1$$

c) 微小引張試験方法

本研究においてはEBSD法による応力測定及びDIC法によるひずみ測定を適用する対象として、微小引張試験を実施した。試験片形状は図 3.1.1-72、熱処理前の機械的特性は表 3.1.1-19、化学組成は表 3.1.1-20 のとおりである。試験片はあらかじめ表 3.1.1-21 に示す前処理を施している。これは結晶粒を粗大化させ、試験片の板厚方向の結晶粒数を一つに、かつ、粒界を試験片表面に垂直に近付け、以降で実施する数値解析におけるモデル化ならびに比較を容易にすることを目的としたものである。応力測定は図中緑色の $600 \times 400 \mu\text{m}$ 、DICによるひずみ測定は青色の $780 \times 1460 \mu\text{m}$ の領域で行った。応力測定・解析条件を表 3.1.1-22 に示す。

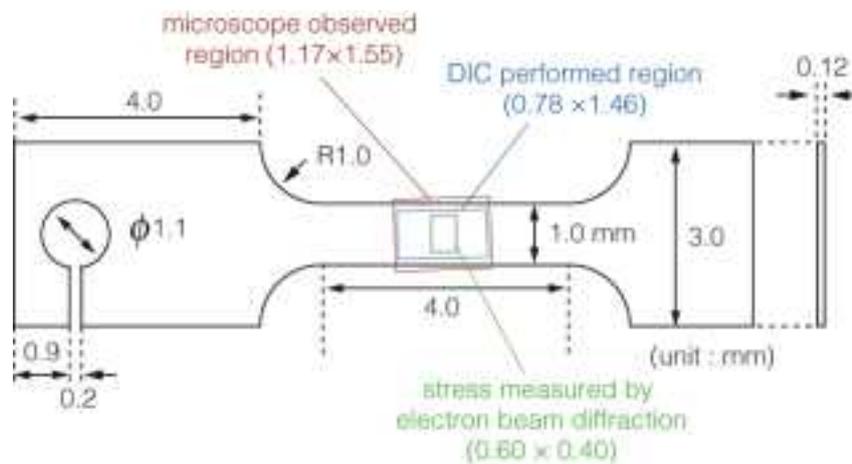


図 3.1.1-72 微小引張試験片の形状及び寸法

表 3.1.1-19 供試材の機械的特性（熱処理前）

specification	JIS G4304-1999 SUS316
0.2% proof strength	245 MPa
Tensile strength	555 MPa
Elongation	68%
HBW	135

表 3.1.1-20 供試材の化学組成

Fe	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo
balance	0.05	0.41	0.83	0.026	0.001	10.08	16.14	2.08

表 3.1.1-21 試験片の前処理条件

No.	preprocessing	purpose
1	make specimen shown in Fig. 2.1 by electric discharge machine. the thickness was 0.25 mm at that time.	
2	mechanical polishing by #1200 emery paper	remove surface impurities
3	suspend in 1200° C for 12 hours	make grain larger
4	attach to AccuStop	remove surface impurities
5	OPU polishing	surface smoothing
6	suspend in 850° C for 2 hours	remove residual stress
7	TENSEC treatment for 30 seconds	surface smoothing

表 3.1.1-22 応力測定・解析条件

			remarks
acquisition of Kikuchi pattern	speed of tensile test	0.1 mm/min	0.0417% / sec
	working distance	15 mm	
	phase	Iron-Gamma	lattice constant : 0.365 nm
	magnification of SEM	×200	
	measurement step	5 μm	square grid
	CCD camera evaluation angle	6.3°	
	stage tilt	70.0°	
	CCD camera pixel size	40.3 μm	
	format of Kikuchi pattern	TIF image	
	binning	1×1	
number of Kikuchi pattern pixels	936×936 pixels		
acquisition of microscope image for DIC analysis	speed of tensile test	0.1 mm/min	0.0417% / sec
	format of microscope image	TIF image	
	size of microscope image	3600 × 4800 pixels	
	magnification	× 200	
	observation region	1.17 × 1.56 mm	
	resolution of microscope image	0.324 μm / pixel	

以上の条件の下で、具体的には、図 3.1.1-73 及び以下に示す手順で実験を行った。

- (B) 焼鈍後の試験片について、平行部全域にわたる結晶方位測定を行い、そのうちの一部について、電子線応力測定を行った。また、この時点で試験片の厚さをノギスで測定したところ、厚みは 0.12 mm であった。
- (C) SEM の内部で静的に 10 N の荷重を負荷した。
- (D) 10 N の荷重を負荷した状態で、再度電子線応力測定を行った。
- (E) 除荷を行い、試験機から取り出した。
- (F) DIC を行うためのランダムパターンを試験片表面に塗布するために、コロイダルシリカの表面への塗布と黒スプレーの塗布を施し、表裏面ともマイクロスコープで観察を行った。また、巨視的なひずみ量を知るために、特徴的な点の間隔をトラベリングマイクロスコープで測定した。さらに、引張試験を行う直前に図 3.1.1-72 の茶色で示す領域をマイクロスコープで撮影した。
- (G) 10 N の荷重を負荷し、図 3.1.1-72(a) の領域を撮影し、図 3.1.1-72(b) の領域について、DIC 法に基づく変位・面内ひずみ測定を行った。10 N (83 MPa) 程度の低荷重では塑性変形はほとんど生じないと考えると、(C) とほぼ同一の条件下での変位・ひずみ測定であるとみなした。
- (H) 18.8 N の状態で応力一定で制御し、図 3.1.1-72(a) の領域を撮影した。

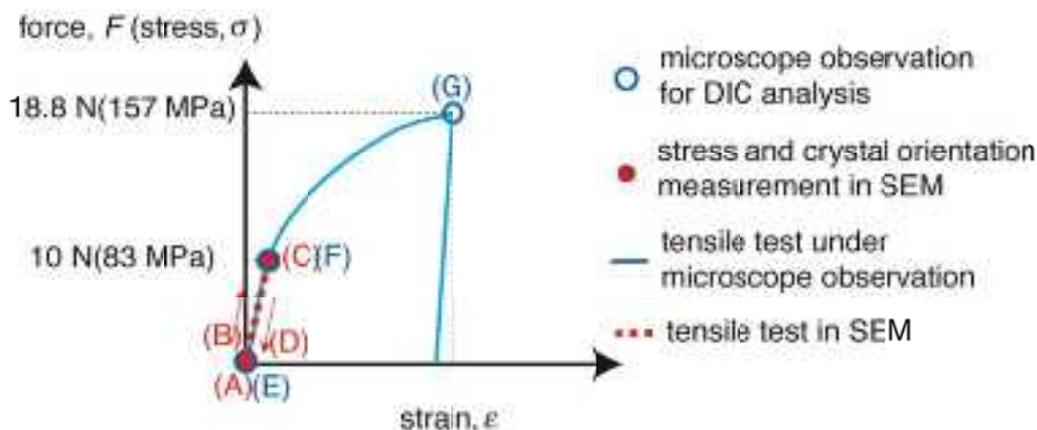


図 3.1.1-73 微小引張試験手順

(d) 局所応力・ひずみ分布の測定結果

a) 局所応力分布測定結果

EBSD 法による応力測定に関して、測定条件を決定するための予備検討を実施し、リファレンスは結晶粒の中央部付近で IQ 値の高い点とすること、引張試験による応力の負荷にともなう増分を評価対象とすることなどを決定した。

EBSD 法による応力測定におけるリファレンスの位置を図 3.1.1-74 に示す。まず SP-B-0N において、図中の 16 点をリファレンスに採用して応力を測定し、続いて SP-B-10N におい

て、図中の16点をSP-B-0Nにおける菊池パターンに置き換えて応力測定を行い、その差分を応力増分として評価した。

その結果、0 Nから10 Nでの応力増分は図3.1.1-75のようになった。これは試験片の断面積から計算される巨視的な負荷応力と同程度の値であり、EBSD法による応力測定により、局所的な応力の増分として概ね良好に評価できることが明らかになった。

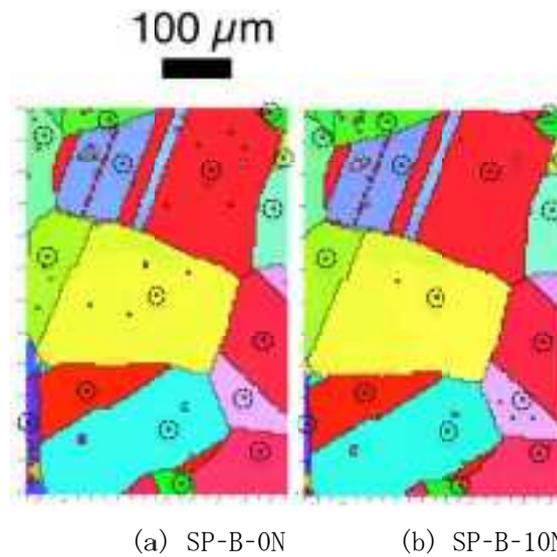


図3.1.1-74 EBSD法による応力測定におけるリファレンス位置

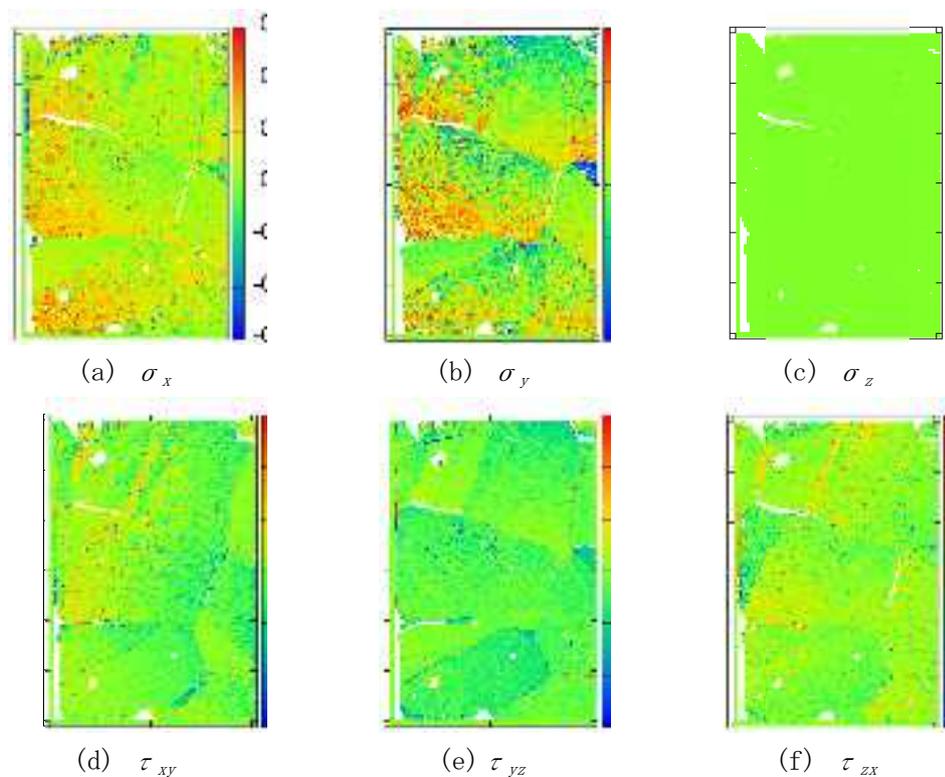


図3.1.1-75 EBSD法による応力測定結果（負荷0 Nから10 Nでの増分）

b) 局所ひずみ分布測定結果

微小引張試験片を対象として、引張試験中に 18.8 N の巨視的負荷下で DIC による変位測定及びひずみ測定を行った。なお、測定された変位は、画像の水平方向と引張方向のずれや、試験片の剛体変位も含むため、画像の中心位置の変位を 0 として補正した値を示している。

DIC に基づく面内変位・ひずみ測定結果を図 3.1.1-76 に示す。なお垂直ひずみ (ϵ_x 及び ϵ_y) については、撮影したデジタル画像上の粒界三重点、コントラストの強い位置などの特徴点を利用して別途算出しており、DIC による測定結果と定量的に良好な一致をしていることを確認している。

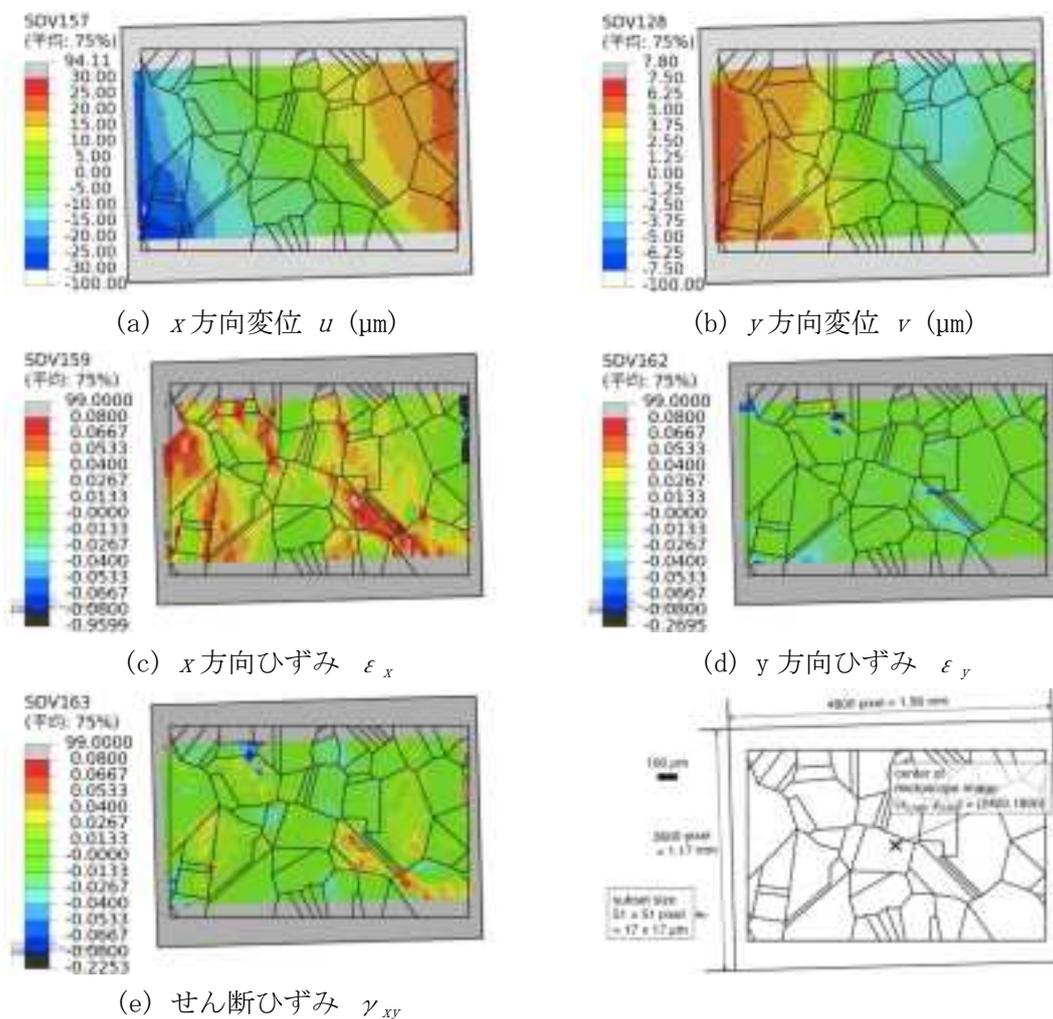


図 3.1.1-76 DIC 法による変位・ひずみ測定結果

(e) 結晶塑性有限要素法による局所応力・ひずみの数値解析

a) 数値解析対象及び数値解析条件

EBS D 法による応力測定結果及び DIC 法によるひずみ測定結果との比較を行い、平成 24 年度の事業で構築した数値解析手法の妥当性を検証するために、実験と同じ微小引張試験片を対象として数値解析を行った。数値解析対象領域は、DIC 法のために撮影した領域とし、境界条件として図 3. 1. 1-77 のように四辺に DIC 法で得られた変位を与えた。結晶粒形状及び結晶方位は、当該領域の EBS D による結晶方位測定結果に基づいて決定した。

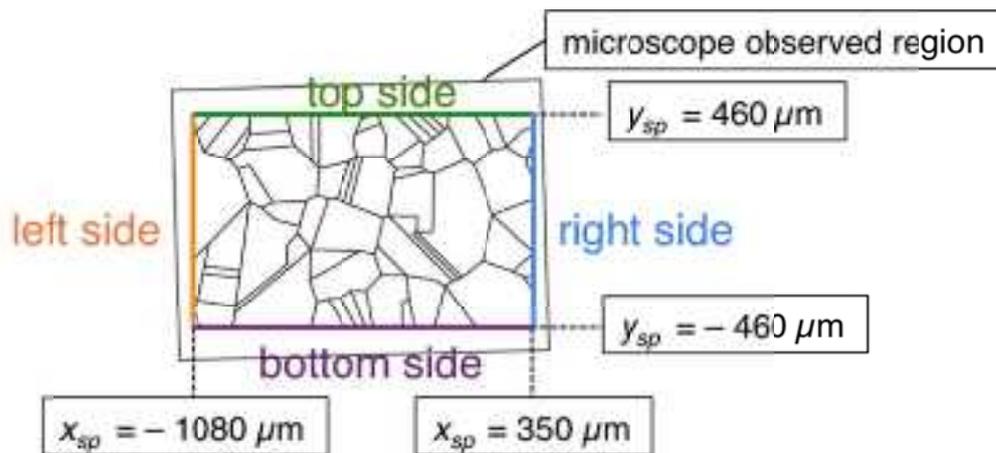
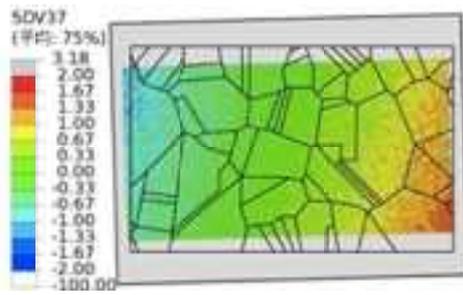


図 3. 1. 1-77 数値解析における境界条件

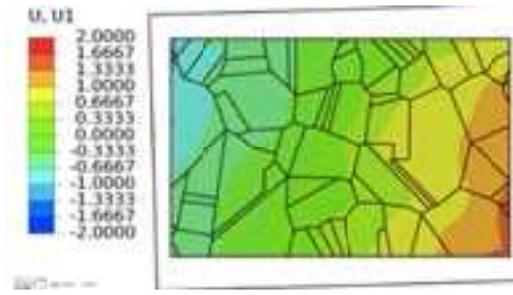
b) 数値解析結果及び測定結果との比較

DIC 法によって測定した変位分布及びひずみ分布と平成 25 年度に構築した数値解析手法による解析結果を比較して、図 3. 1. 1-78、図 3. 1. 1-79、図 3. 1. 1-80、図 3. 1. 1-81 に示す。図 3. 1. 1-78 及び図 3. 1. 1-79 より、変位分布については、DIC 法による測定結果及び数値解析結果はよい一致を示すことが確認できた。図 3. 1. 1-80 及び図 3. 1. 1-81 より、ひずみ分布に関しては、負荷荷重が 18.8 N の条件においてはよい一致が確認できた。一方、負荷荷重が 10 N の条件では、全体的なひずみレベルは一致しているものの、DIC 法による測定結果において局所的なピークが生じている。これは DIC 法による測定の特性であるとともに、数値解析においてはある程度平均化された状態として算出されるという特徴があるためと考えられる。

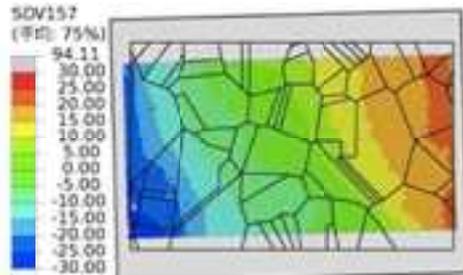
続いて、EBS D 法によって測定した応力分布と平成 25 年度に構築した数値解析手法による解析結果を比較して、図 3. 1. 1-82 に示す。結晶粒ごとによく一致するものと一致しないものが存在するものの、全体としての応力レベルは概ね同程度であることが確認できた。



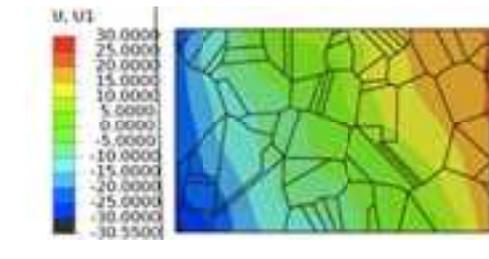
(a) 10.0 N, DIC



(b) 10.0 N, FEM

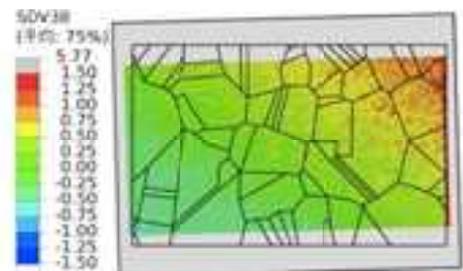


(c) 18.8 N, DIC

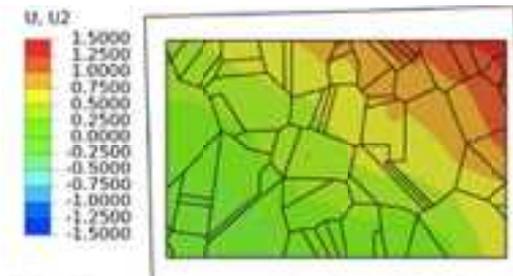


(d) 18.8 N, FEM

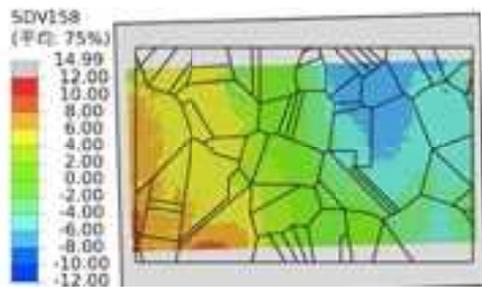
图 3.1.1-78 x 方向变位分布



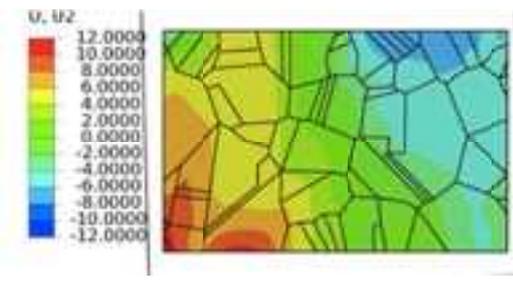
(a) 10.0 N, DIC



(b) 10.0 N, FEM

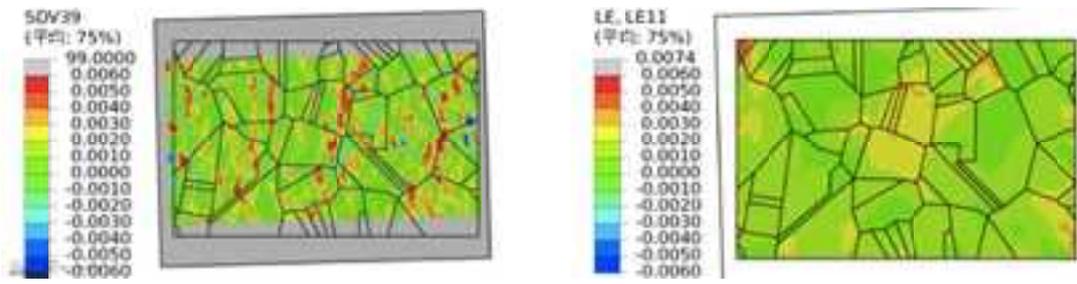


(c) 18.8 N, DIC



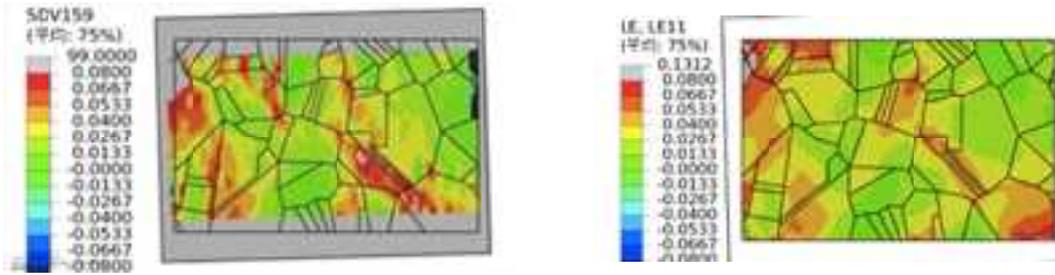
(d) 18.8 N, FEM

图 3.1.1-79 y 方向变位分布



(a) 10.0 N, DIC

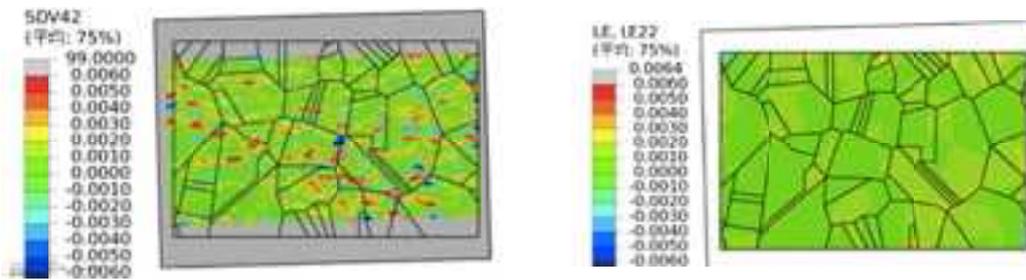
(b) 10.0 N, FEM



(c) 18.8 N, DIC

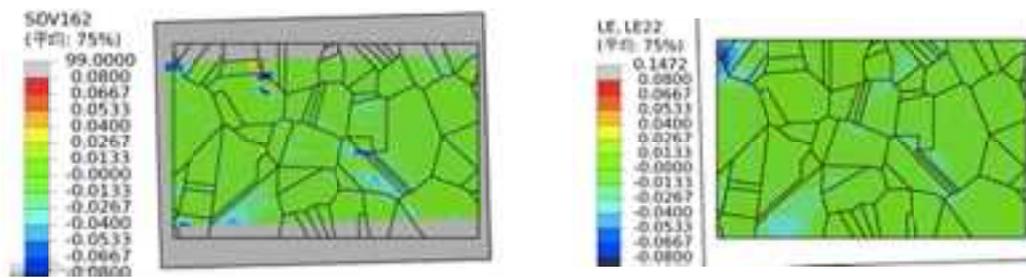
(d) 18.8 N, FEM

図 3. 1. 1-80 x 方向垂直ひずみ分布



(a) 10.0 N, DIC

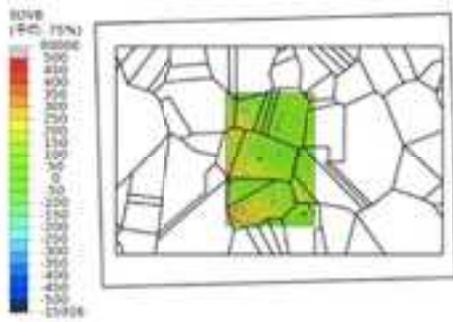
(b) 10.0 N, FEM



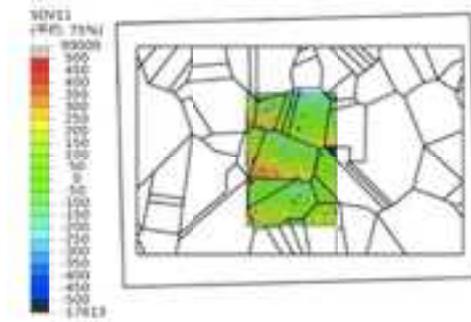
(c) 18.8 N, DIC

(d) 18.8 N, FEM

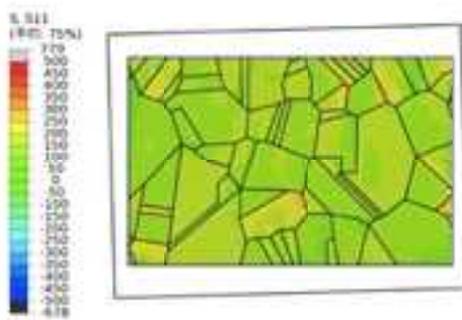
図 3. 1. 1-81 y 方向垂直ひずみ分布



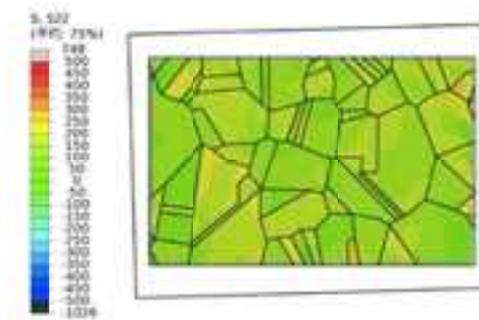
(a) σ_x , EBSD



(b) σ_y , EBSD



(c) σ_x , FEM



(d) σ_y , FEM

図 3.1.1-82 応力分布

以上のように、DIC 法により測定した変位・ひずみ分布及び EBSD 法により測定した局所応力分布と、平成 24 年度の事業で構築した数値解析結果との比較を行った。その結果、変位・ひずみ分布については、DIC 法による測定結果と数値解析結果は良好な一致を示し、平成 24 年度に構築した数値解析手法は定量的にも妥当性を有するものであると考えられる。局所応力分布については、測定可能範囲は数結晶粒と小さいものの、概ね負荷応力を平均値とする応力値が測定され、応力測定手法として利用可能であることが確認できた。その一方で、結晶粒ごとに数値解析結果を比較してみると、定量的にもよい一致を示す結晶粒とそうでない結晶粒とが存在することも明らかになり、この点に関しては、リファレンスの設定など、測定手法に関するさらなる検討が必要である可能性はある。

(f) 局所応力分布特性の評価

DIC 法による変位・ひずみ測定及び EBSD 法による応力測定との比較により、平成 24 年度の事業で構築した数値解析手法が定量的にも妥当な結果を示すことが確認できたことから、実験により取得した多結晶モデルを用いて局所応力分布特性の評価を行った。

a) 数値解析対象及び数値解析条件

数値解析対象は微小引張試験片において EBSD 法により結晶粒形状及び結晶方位を測定して得られた多結晶モデルとした。数値解析対象を図 3.1.1-83 に示す。炉内構造物に変形が生じた場合を想定し、数値解析モデル端部に強制変位を与え、負荷応力及び結晶方位によって生じる局所応力分布を数値解析により求める。結晶塑性パラメータは平成 24 年度の事業で決定した、中性子照射による硬化を想定した冷間加工材のものを用いた。本年度は、未照射材として L0（冷間加工なしの母材）及び照射硬化想定材として L50（圧下率 50%の冷間加工材）の材料特性を主に使用して検討した。数値解析結果は、巨視的な負荷応力に対してどの程度局所応力がどの程度の領域で生じているかに注目し、数値解析モデル内に生じるミーゼス応力値とその体積率をヒストグラム状に整理する。

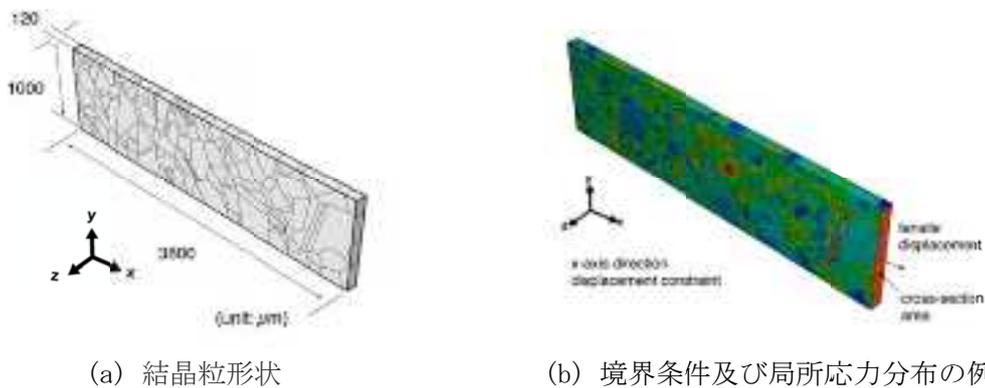
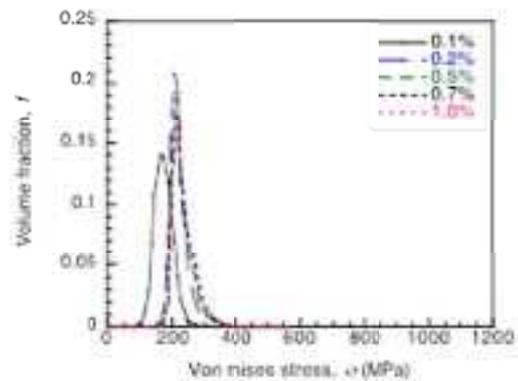
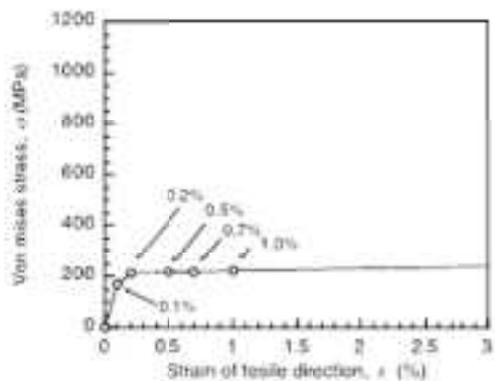


図 3.1.1-83 局所応力分布特性の数値解析モデル

b) 中性子照射材における局所応力分布特性

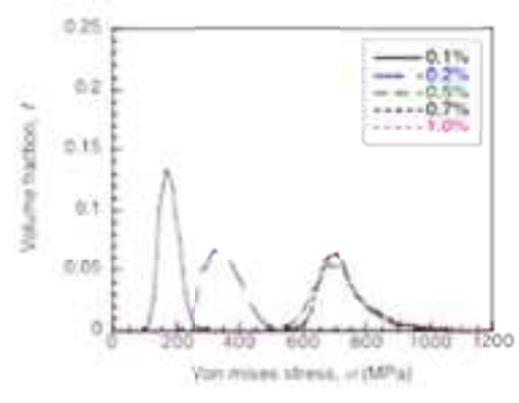
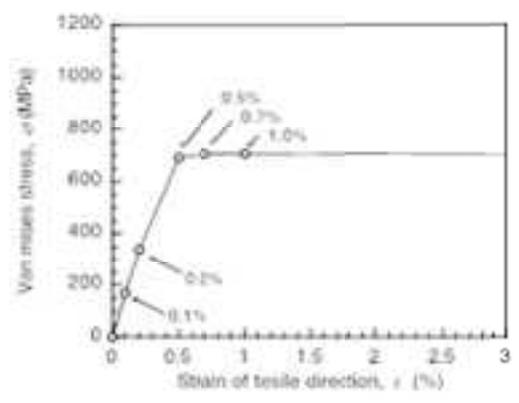
巨視的な応力ひずみ曲線と複数のひずみレベルにおける局所応力分布特性を、未照射材 L0 について図 3.1.1-84 に、照射硬化想定材 L50 について図 3.1.1-85 に示す。それぞれ、(a)に応力ひずみ曲線と局所応力分布特性の評価において注目したひずみレベル、(b)に局所応力分布特性を示した。基本的には、平成 24 年度の事業で得られた結果と同様の結果が改めて確認できた。すなわち、負荷応力レベルが高くなるほど、局所応力分布が示す範囲は大きくなるが、巨視的な降伏点以上のひずみレベルでは、局所応力分布はあまり変化しないという傾向にある。また、平成 24 年度の結果では、特定の応力値を示す、体積率が大きくなるという傾向が確認されていたが、その点も解消され、より妥当な結果になったと考えられる。



(a) 応力ひずみ曲線

(b) 局所応力分布特性

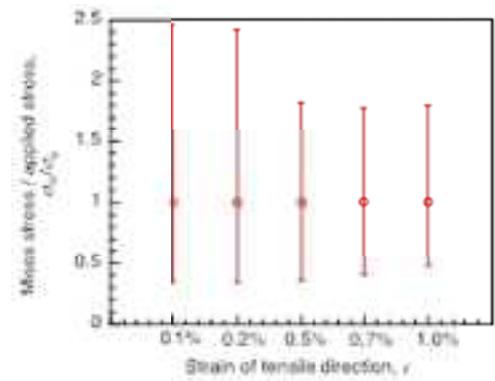
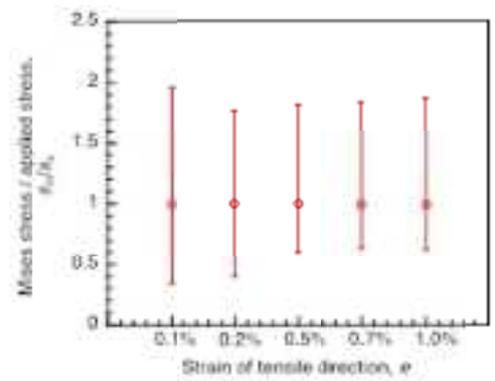
図 3.1.1-84 巨視的な応力ひずみ関係及び局所応力分布特性 (未照射材 L0)



(a) 応力ひずみ曲線

(b) 局所応力分布特性

図 3.1.1-85 巨視的な応力ひずみ関係及び局所応力分布特性 (照射硬化想定材 L50)



(a) 未照射材 (L0)

(b) 照射硬化想定材 (L50)

図 3.1.1-86 局所応力分布特性

次にこれらの結果より、各ひずみレベルにおいて局所応力の最大値及び最小値を抽出し、巨視的な負荷応力で規格化した結果を、未照射材 L0 について図 3.1.1-86(a)に、照射硬化想定材 L50 について図 3.1.1-86(b)に示す。照射材、照射硬化想定材ともに、巨視的な負荷応力に対して 2 倍から 2.5 倍程度の局所応力が発生している。また、その大きさは照射硬化想定材の方が高く、特に降伏点近傍のひずみレベルにおいて高い。このことは、中性子照射材において、局所的に高い応力が発生しやすいことを示し、照射硬化した材料では降伏点付近でほとんど伸びずに破断に至る場合もあることを、応力の点から示唆するものである可能性がある。ただし、中性子照射にともなう材料特性（例えば、破壊の限界条件）の変化までは考慮していないため、その点もふまえた考察が必要である。

平成 24 年度の成果と合わせて考えると、中性子照射材における結晶方位の不均質性及び硬化を考慮した場合、局所応力は負荷応力の概ね 2 倍から 2.5 倍程度となるものと考えられる。本年度の事業により、中性子照射材における結晶方位の不均質性及び硬化を考慮した多結晶有限要素モデルによる数値解析手法の構築及び妥当性の検証が完了したので、今後、本手法を活用し、中性子照射材の特徴である転位チャンネルを考慮するなどして、より詳細な局所応力分布特性の評価へ展開することができる基盤を構築できたと考えられる。

(g) まとめ

本研究においては、中性子照射材の局所応力分布特性を明らかにし破壊機構の検討に活用することを目的とし、まず多結晶有限要素モデルを用いた数値解析を進めてきた。数値解析手法の基本部分は平成 24 年度の事業により構築できたので、本年度は数値解析結果の定量的妥当性を検証するため、実験による局所的な応力及びひずみの分布を評価する手法について検討し、数値解析結果との比較・考察を行った。本年度に得られた結果を以下に示す。

- ・ オーステナイト系ステンレス鋼の粗大粒微小試験片の引張試験を対象として、デジタル画像相関法による局所変位・ひずみ測定を行い、多結晶モデルによる結晶塑性有限要素解析結果とよい一致を示すことを確認した。
- ・ 同試験片を対象として、電子線回折を利用した局所応力測定を行い、負荷応力レベルと同程度の平均値を有する局所応力分布が測定されること、及び、多結晶モデルによる結晶塑性有限要素解析結果とも同程度の応力値を示す結晶粒が複数存在することを確認した。

以上の結果より、本事業で構築した多結晶モデルによる結晶塑性有限要素解析手法は、局所応力・ひずみ分布特性の評価に適用可能な定量的妥当性を有するものと考え、改めて未照射材、照射硬化想定材に生じる局所応力分布特性の評価を行い、次の結果を得た。

- ・ 中性子照射量の増加による硬化を想定した、照射硬化想定材においては、破壊挙動のばらつき要因となりうる局所応力の範囲が未照射材に比べて大きくなることを明らか

にした。

以上のとおり、本年度の事業により、中性子照射材における結晶方位の不均質性及び硬化を考慮した多結晶有限要素モデルによる数値解析手法の構築及び妥当性の検証が完了したので、今後、本手法を活用し、中性子照射材の特徴である転位チャンネルを考慮するなどして、より詳細な局所応力分布特性の評価、中性子照射材の破壊機構の検討へ展開することが可能になったと考えられる。

3.1.2 中性子照射材の破壊評価法の検討

(3) 破壊評価法の検討

1) 冷間加工材の破壊靱性試験

(a) はじめに

炉内構造物に用いられているステンレス鋼は、中性子照射により硬くなる。材料が硬くなると、強度が大きくなるが延性は低下する。炉内構造物の破壊強度を算出する場合は、中性子照射による強度と延性の変化を考慮する必要がある。き裂構造物の破壊強度評価に必要な材料特性は、材料の破壊に対する抵抗となる破壊靱性値 (J_{IC} または $J-R$ 曲線) と、破壊の駆動力である J 積分値 (J 値) を求めるために必要となる応力・ひずみ曲線となる。これまで報告されている破壊靱性値と中性子照射量の関係は、大きなばらつきを有しており、評価においてはその取り扱いが問題となる。ばらつきの由来として、材料の種類や照射条件、試験片加工方向などの他、試験片採取位置や試験のばらつきなどによっても破壊靱性値が変化することが考えられる。

ここでは、照射材の破壊靱性のばらつきの取り扱いを考える一助とするため、同じ材料から採取した試験片を用いた破壊靱性試験のばらつきを調べるとともに、ばらつきが破壊評価に及ぼす影響を調べた。中性子照射による硬化を模擬するため冷間加工材を用いて破壊靱性試験に供した。脆化の程度によるばらつきの変化を考察するために、20%と40%の2種類の加工材を用い、それぞれ8回の試験を行った。また、引張試験もそれぞれ8回行い、応力・ひずみ曲線のばらつきも調べた。そして、き裂を有する円筒構造物を対象に破壊評価を行い、ばらつきが破壊荷重評価に及ぼす影響を調べた。

(b) 供試材

供試材は市販の 316 ステンレス鋼の板材で、ミルシート記載の化学組成を表 3.1.2-23 に示す。素材の板厚は 55 mm で、これを圧延方向に並行に室温にてロール加工によって板厚を減少させた。公称の板厚減少率を 20% または 40% とした 2 種類の材料を用いた。

引張試験の結果を表 3.1.2-24 に、応力・ひずみ関係を図 3.1.2-1 に示す。引張試験片は圧延方向に平行に採取した。試験速度は、公称ひずみで 2% までは 10 MPa/s とし、それ以後は 0.5%/s に切り替えた。40%加工を加えた材料（以後、40%加工材とよぶ）の方が、20%加工を加えた材料（以後、20%加工材）よりも耐力、引張強さが大きくなり、延性が低下していることがわかる。

(c) 真応力・ひずみ曲線の同定

冷間加工によって材料の伸びが減少するため、40%加工材の降伏強度と引張強さがほぼ同じになり、降伏後すぐにくびれが発生した。くびれが発生しても、くびれ底では延性き裂の発生する破断ひずみ（または応力）に到達するまで加工硬化が継続する。欠陥構造物の J 値を有限要素解析で算出するには、き裂先端で生じる大きな応力やひずみを模擬するた

め、一様伸び以降（くびれ後）の真応力・ひずみ曲線が必要となる。そこで、本研究では、デジタル画像相関法（DIC）を用いて、一様伸び以降の真応力・ひずみ曲線を同定した。

試験には図 3.1.2-2 に示す平滑試験片を用いる。20%加工材、40%加工材それぞれに対し 8 回試験を行った。試験速度はクロスヘッドの変位速度を 4 mm/min で一定とした。試験中は、2 台のカメラを用いて試験片表面の変形を測定し、くびれ部のひずみを同定した。そして、試験を模擬した有限要素解析を行い、試験における荷重と測定ひずみの関係が一致するように、真応力・ひずみ曲線を逆解析により同定した。詳細な手順は文献³⁷を参照されたい。

図 3.1.2-3 に公称応力・ひずみ線図を示す。GL36 mm の両端 20%内側に設定した評点間距離おおよそ 22 mm の 2 つの点の相対距離を DIC で同定することで、伸び計の代わりとした。試験速度、伸び計の GL の違いから直接的な比較はできないが、図 3.1.2-1 の結果と同様の関係となっている。また、8 本の試験片のばらつきは顕著ではなかった。これらの曲線から得られた耐力と引張強さを表 3.1.2-25 に示す。最終的に同定された真応力・ひずみ線図を図 3.1.2-4 に示す。本手法を用いることで 40%加工材に対しても 1.0 を超える大きなひずみまでの応力・ひずみ曲線が同定されている。そして、応力の最大値は 1200 MPa を越えた。

(d) 破壊靱性試験

加工材を用いて破壊靱性試験を行った。L-T 方向から採取した厚さ 25mm の 1 TCT 試験を用いて室温にて、ASTM の E1820³⁸に従い実施した。20%加工材、40%加工材それぞれに対し 8 回試験を行った。試験結果を表 3.1.2-26 と図 3.1.2-5 に示す。図 3.1.2-6 は試験後の破断面を示す。破面は加熱により着色しており、疲労予き裂から延性き裂が発生していることが確認できる。延性き裂の進展が前縁に沿って均一でなかったことから、ASTM 規格のき裂長さのばらつきに対する Valid 条件を満足せず、すべて J_Q と判断された。冷間加工を導入する際の曲げ加工が影響している可能性がある。破壊靱性値のばらつきは 20%加工材よりも 40%加工材の方が大きかった。

図 3.1.2-7 に J - R 曲線を示す。代表して 3 つの試験の結果のみを示しているが、ばらつきは相対的に小さかった。得られた J - R 曲線を次式で近似した。

$$J = C_1 (\Delta a)^{C_2} \quad (3.1.2-1)$$

ここで、単位は J が [kJ/m²]、 Δa が [mm] となる。8 回の試験に対して近似を行った結果を図 3.1.2-8 に示す。近似は 0.2 オフセット以降のデータを用いて行った。得られた定数 C_1 の

³⁷ M. Kamaya and M. Kawakubo, “A procedure for determining the true stress-strain curve over a large range of strains using digital image correlation and finite element analysis”, *Mechanics of Materials*, Vol. 53, pp. 243-253 (2011)

³⁸ ASTM, “Standard Test Method for Measurement of Fracture Toughness”, ASTM E1820-11 (2011)

平均は 20%加工材で 1385 kJ/m²、40%加工材は 717.4 kJ/m² となった。 C_2 は 20%加工材、40%加工材ともほぼ 0.42 であった。

(e) 真応力・ひずみ曲線および破壊靱性値のばらつきが破壊評価に及ぼす影響

真応力・ひずみ線図と破壊靱性値のばらつきが破壊評価に及ぼす影響を調べた。対象は図 3.1.2-9 に示す周方向き裂を有する管で、管とき裂の形状を $t = 40$ mm、 $a/t = 0.5$ 、 $2\theta = 60^\circ$ とし、 R_m は R_m/t を 10 または 50 とした。破壊荷重は、維持規格で規定されている 2 パラメータ評価法を用いた。2 パラメータ評価法の具体的な手順は文献による³⁹。図 3.1.2-10 は、破壊評価線図 (Failure assessment curve : 以後、FAC とよぶ) で、実験で得られた応力・ひずみ曲線を用いた有限要素解析より J 値を算出することで求められる。また、FAC の右端の Y 軸に平行な直線の S_f 座標は流動応力 (降伏強度と引張強さの平均) に相当し、実験値を用いているためばらついている。図中の赤線は、破壊靱性から求まる材料抵抗曲線と原点を結んだ直線で、この線と FAC の交点の $S_f \times \sigma_y$ (σ_y : 降伏強度) が破壊荷重に相当する。図 3.1.2-11 に、応力・ひずみ曲線と破壊靱性が破壊評価に及ぼす影響を模式的に示す。応力・ひずみ曲線は、J 値から得られる FAC に影響を及ぼす。FAC が変化すると、材料抵抗線 (原点を通る点線) と FAC の交点 (以後、破壊点) が移動する。この移動による X 座標変化が破壊荷重の変化に相当する。破壊靱性値が変化すると、材料抵抗線の傾きが変化する。それによって、破壊点が移動し、破壊荷重が変化することになる。

応力・ひずみ曲線と J - R 曲線の 8 本のばらつきが破壊評価に及ぼす影響を図 3.1.2-12 に示す。応力・ひずみ曲線は、曲線から同定される流動応力が、8 本の平均と一番近い実験結果を基本線とした。また、 J - R 曲線は、8 本の平均の C_1 と $C_2 (=0.42)$ の値を有する曲線を基本線として用いた。そして、これらの基本線を基準に、応力・ひずみ曲線または J - R 曲線を変化させた場合の破壊荷重を調べた。算出された破壊荷重は 20%加工材ではおおよそ 726 MPa ($R_m/t = 10$) と 740 MPa ($R_m/t = 50$)、40%加工材では 480 MPa ($R_m/t = 10$) と 490 MPa ($R_m/t = 50$) であった。相対標準偏差 (変動係数 COV) で比較すると、応力・ひずみ曲線 (FAC) のばらつきの影響は 20%加工材で相対的に大きく、 J - R 曲線のばらつきの影響は、40%加工材で大きくなった。40%加工材で J - R 曲線のばらつきの影響が大きくなったのは、図 3.1.2-5 の結果を反映している。一方、応力・ひずみ曲線のばらつきは、20%加工材と 40%加工材で同程度であったが、硬化が大きく弾性状態に近い 40%加工材では、弾塑性特性を代表する応力・ひずみ曲線のばらつきの影響が相対的に小さかったと考えられる。 R_m/t の影響は相対的に小さかった。図 3.1.2-5 での破壊靱性値の COV は、20%加工材が 7.3%、40%加工材が 16.7%であったが、破壊荷重に及ぼす影響は COV で 2%以下であった。

³⁹ 釜谷：“軸方向き裂を有する鋳造ステンレス鋼管の破壊評価法”，日本機械学会論文集 A 編，Vol. 78, pp. 1473-1484 (2012)

2) J 積分値解の整備

(a) はじめに

ステンレス鋼が用いられる炉内構造物では、中性子照射によって硬化すると、き裂を有する場合の破壊荷重の算出に J 値が必要となる。しかし、現在、発行されている J 値の解は、指数硬化則に対する解析解 (HRR 解) を用いて定式化している。しかし、ステンレス鋼の応力・ひずみ曲線は、Ramberg-Osgood 則 (指数硬化則) には必ずしも対応せず、Swift 則がよい近似を与えた。

H24 年度の研究では、照射硬化したステンレス鋼に対する J 値解として、塑性勾配法を開発した。そして、 $R_m/t = 5$ および 10 の円筒形状の構造物に対する解を準備した。しかし、シュラウドなどを想定すると $R_m/t = 30$ 以上の解が必要となる。そこで、今年度は最大 $R_m/t = 50$ の形状に対して J 値解を整備した。

(b) 線形硬化材に対する J 積分値 (塑性勾配法)

ステンレスの応力・ひずみ曲線は、次式の Swift 則で近似できることが昨年度の研究を含めて示されている。

$$\sigma = A(\varepsilon - \varepsilon_0)^{0.5} \quad (3.1.2-2)$$

ここで、 A と ε_0 は定数で、昨年度検討した最大 50% の加工材に対して最小二乗法で近似した結果を表 3.1.2-27 に示す。J 値解を基準化するため、Swift 材の応力・ひずみ曲線を、図 3.1.2-13 のような線形硬化材に近似し、J 値を算出した。平面ひずみ条件下で、K 値と弾性領域での J 値 J_e の関係は次式で表される。

$$J_e = K \times \frac{K}{E'} \quad (3.1.2-3)$$

ここで、 K は K 値を示し、 E' はヤング率 E とポアソン比 ν を用いて $E' = E/(1-\nu^2)$ で表される。J 値はエネルギーの単位を有し、右辺第一項は応力、第 2 項は変位 (ひずみ) を表す。線形硬化材の J 値 J_p は、弾性によるひずみ ($\sigma_y E$) が相対的に十分小さい場合には、同様に次式から得ることができる。

$$J_p = K \times \frac{K}{E'_p} \quad (3.1.2-4)$$

E'_p は塑性領域での変形勾配 (以後、塑性勾配と呼ぶ) E_p とポアソン比 ν_p を用いて $E'_p = E_p/(1-\nu_p^2)$ で表される。したがって、 J_p は K 値を用いて簡便に算出することができ、その大きさはポアソン比を 0.5 で既知とすると、 E_p にのみ依存する。

2 次元平板に対して、直線硬化材の J 値を有限要素解析にて算出した結果を図 3.1.2-14 に示す。塑性変形勾配は、 $E_p/E = 100$ とし、解析から得られた J 値を J_{FEM} と表記し、弾性 J 値 J_e で正規化している。また、横軸の荷重は降伏荷重 ($P_L = \sigma_y W$) で正規化している。ポアソン比は、以降の解析を含め $\nu = 0.3$ 、 $\nu_p = 0.5$ を用いた。引張荷重 (単位は応力) P が P_L 以下では、 J_{FEM} は J_e に等しいが、 P_L より大きくなると、急激に増加している。そして、 P/P_L

が十分大きくなると、 J_{FEM} は J_p に収束する傾向を示した。そこで、 J_{FEM} の変化を次式で定義される β で表した。

$$\beta = \frac{J_{FEM} - J_e}{J_p - J_e} \quad (3.1.2-5)$$

この式によると、 J_{FEM} が J_e に等しい場合は、 $\beta = 0$ となり、 J_{FEM} が J_p に近づくと β が1に収束する。図3.1.2-15に β と P/P_L の関係を示すが、 E_p/E にほとんど依存しなかった。

Swift材を直線硬化材で近似する場合、図3.1.2-16に示すように、次式で定義される参照応力に対応する点（参照点と呼ぶ）を用いる方法を考える。

$$\sigma_{ref} = \frac{P}{P_L} \sigma_y \quad (3.1.2-6)$$

降伏応力と参照点を結んだ直線の傾きを塑性変形勾配 E_p とする線形硬化材として J_p を算出する。そして、Swift材の応力・ひずみ曲線を用いた弾塑性有限用解析から求まるJ値を J_{FEM} として(3.1.2-5)式から算出した β を図3.1.2-17に示す。図には比較ため $E_p/E = 100$ の線形硬化材の β も示している。図3.1.2-15に示したように、線形硬化材の β は E_p にほとんど依存しなかった。Swift材の β は加工度によらず線形硬化材のそれを下回っている。このことは、参照点から近似される線形硬化材の J_p と線形硬化材の β を用いることで、Swift材のJ値(J_{FEM})を安全側に評価できることを示している。具体的には、図3.1.2-17の $E_p/E = 100$ に対応する β と、参照点から得られる E_p と(3.1.2-4)式から得られる J_p を用いて、次式によりJ値を近似的に算出することができる。

$$J = J_e + \beta(J_p - J_e) \quad (3.1.2-7)$$

したがって、 β を準備することで、J値解を整備したことになる。円筒内表面き裂の β はき裂形状と E_p/E 、そして円筒形状に依存すると考えられる。破壊荷重を算出する際に用いられるJ値は、通常 P/P_L が1.6以下程度の範囲となる。とくに、照射材を対象とした場合は、 P/P_L が1以下の場合のJ値が重要になると想定される。そのことを考慮しながら、以下の手順で β の近似式を求めた。

β と P/P_L の関係を、 P/P_L が1.2より大きい場合と小さい場合で、異なる近似式を用いた。まず、 $P/P_L \leq 1.2$ に対して次式で近似する。

$$\beta = \exp\left(\frac{P}{P_L} a_1 + a_0\right) \quad (3.1.2-8)$$

そして、 $P/P_L \geq 1.2$ に対して次式で近似する。

$$\beta = 1 - \exp\left(\frac{P_L}{P} b_1 + b_0\right) \quad (3.1.2-9)$$

$P/P_L = 1.2$ で β が連続であるとする、 b_0 は次式より求まる

$$b_0 = \ln\{1 - \exp[1.2a_1 + a_0]\} - \frac{b_1}{1.2} \quad (3.1.2-10)$$

(c) 円筒内面周方向き裂の J 値

図 3.1.2-18 に示した周方向き裂を有する円筒を対象に解析を行い、定数 a_1 、 a_2 、 b_1 を求めた。円筒の厚さ t は 40 mm とし、平均半径 R_m を変化させた。き裂は一定深さの管内面の周方向き裂とし、深さを a 、円周角度を 2θ で定義した。そして、曲げ荷重下での J 値を有限要素解析により算出した。図 3.1.2-19 に有限要素メッシュの例を示す。弾性解析から得られた J 値 J_e と、線形硬化材に対して算出された J 値 J_{FEM} を用いて、(3.1.2-5) 式から β を算出する。曲げ荷重（応力）は、維持規格で規定されている次式の極限荷重 P_L で正規化する。

$$P_L = \frac{2\sigma_y}{\pi} \left(2 \sin \omega - \frac{a}{t} \sin \theta \right) \quad (3.1.2-11)$$

$$\omega = \frac{1}{2} \left(\pi - \frac{a}{t} \theta \right) \quad (3.1.2-12)$$

以下のパラメータの組み合わせに対して J 値と P/P_L の関係を求め、定数 a_1 、 a_2 、 b_1 を算出した。

- $a/t = 0.2, 0.4, 0.6, 0.8$
- $\theta/\pi = 0.1, 0.2, 0.3, 0.4, 0.5$
- $R_m/t = 5, 10, 30, 50$
- $E_p/E = 1$ (弾性), 50, 100, 200, 400

得られた結果を表 3.1.2-28 に示す。ここで、 $E_p/E = 1$ の場合の定数 f_1 は、応力拡大係数の形状係数を示す。表の定数を用いて(3.1.2-7)式より算出される J 値と有限要素解析による J 値の関係を図 3.1.2-20 に示す。 P/P_L を 0.1 から 1.6 まで 0.1 ずつ増加させながら J 値を算出しており、条件ごとに 16 個のプロットが存在する。若干の誤差はあるものの、両者はよく対応しており、(3.1.2-8)式および(3.1.2-9)式によって J 値が精度よく近似できていることがわかる。

(d) 加工材（Swift 材）に対する J 値推定精度

Swift 則で近似した加工材の応力・ひずみ曲線に対して実施した有限要素解析により得られた J 値 $J_{(FEM)}$ と表 3.1.2-28 の定数を用いて推定した J 値 $J_{(est)}$ を図 3.1.2-21 で比較した。代表して、 $R_m/t = 50$ の形状に対して得られた CW0 と CW50 の結果を示している。図 3.1.2-20 と同じく、各き裂形状に対して P/P_L を 0.1 ずつ増加させながら J 値を算出している。 $J_{(FEM)}$ が $J_{(est)}$ より大きくなる傾向はあるものの線形硬化材に近似して得られた $J_{(est)}$ によって、Swift 材の J 値が精度よく推定できることがわかる。精度の定量的な比較を図 3.1.2-22 に示す。 $J_{(est)}$ による推定誤差は P/P_L が 0.5 および 1.2 で小さくなっているが、その他の条件では大きくばらついている。これは、定数 a_1 と a_2 を算出する際、 $P/P_L = 0.5$ と 1.2 における計算結果を用いていることによる。CW50 の方が相対的に誤差は大きかった。

破壊評価では破壊荷重を算出するため、J 値の推定誤差がそのまま破壊評価の誤差とは

ならない。図 3.1.2-23 において、 S_r は P/P_L に相当するが、J 値の推定誤差によって FAC が変化した場合、図のように誤差が生じる。J 値による FAC の変化は Y 軸方向に対応し、破壊荷重への影響は X 軸方向の変化に対応する。このような J 値の推定誤差の破壊荷重に及ぼす影響を考察するために、図 3.1.2-21 の形状の組み合わせに対して FAC を求め、 S_r を 0.5 からカットオフ値

まで 0.05 ずつ変化させた場合の、 $J_{(FEM)}$ と $J_{(est)}$ を用いて算出した破壊荷重 ($P_{f(FEM)}$ と $P_{f(est)}$) を求めた。

図 3.1.2-24 は、これらの条件で網羅的に得られた $P_{f(est)}/P_{f(FEM)}$ の最大、最小および平均値を示している。 $P_{f(est)}/P_{f(FEM)}$ は若干ではあるが R_m/t に依存し、 R_m/t とともに大きくなった。また、 θ/π に対しては $\theta/\pi=0.3$ で誤差が大きくなっている。加工度が大きくなるほど誤差は大きくなる傾向にあった。全てのケースにおける $P_{f(est)}/P_{f(FEM)}$ の最大は 1.14 であった。図 3.1.2-22 では 100% を超える誤差もあったが、破壊荷重の算出に対する誤差は相対的に小さかった。

3) 構造物に対する破壊評価法の検討

(a) はじめに

日本機械学会の原子力設備規格維持規格（以後、維持規格）⁴⁰では、き裂を有する構造物の破壊荷重を算出する手順が規定されている。そこでは、材料の延性（靱性）に応じて極限荷重評価法、弾塑性破壊力学評価法、そして線形破壊力学評価法の 3 種類の評価法が規定されている（図 3.1.2-25）。ステンレス鋼は十分な延性を有することから、構造物の実断面積と流動応力から強度を算出する極限荷重評価法が用いられる。しかし、炉内構造物に用いられているステンレス鋼は、中性子照射により硬くなり延性が低下する。材料が硬化すると流動応力が増加することから極限荷重は大きくなる。しかし、硬化は破壊靱性の低下をもたらすことから弾塑性破壊力学評価法、さらには線形破壊力学評価法が適用される。維持規格では、炉内構造物のステンレス鋼に対して、中性子照射量（脆化度合い）に応じて極限荷重評価から線形破壊力学評価法を使い分けるよう要求しているが、具体的な評価手順は規定されておらず、必要な材料定数なども限られている。ここでは、破壊モードの変化に対応した破壊評価手順を検討するとともに、具体的な検討を行うことにより、その手順の妥当性と材料特性の推定方法について検討した。

(b) 破壊評価手順

極限荷重評価法、弾塑性破壊力学評価法、そして線形破壊力学評価法を同時に考慮できる方法として 2 パラメータ評価法が維持規格に規定されている。2 パラメータ評価法では、図 3.1.2-26 に示すように、一つの線図上で 3 つの評価を区別なく実施することができる。このとき、重要となるのが、極限荷重評価と線形破壊力学評価の中間に位置する弾塑性破

⁴⁰ 日本機械学会：“発電用原子力設備規格維持規格”，JSME S NA1-2012（2012）

壊力学評価となる。弾塑性破壊力学評価では、J 値と破壊靱性値 ($J-R$ 曲線または J_{IC}) を用いるが、J 値を求めるのに必要な応力・ひずみ曲線と破壊靱性値の中性子照射量による変化を予測する必要がある。

材料特性の予測を含めた評価の手順を図 3.1.2-27 に示す。この手順は、破壊の駆動力 (J 値) の評価と、破壊に対する材料の抵抗 (破壊靱性) を求める 2 つの流れがある。2 パラメータ評価法では駆動力と抵抗のバランスから破壊の有無の判断、または破壊を引き起こす限界荷重を算出する。駆動力の評価には、構造物とき裂の形状および応力・応力ひずみ曲線が必要となる。これら値が特定できれば、前節の J 値解を用いて J 値を算出でき、FAC を得ることができる。破壊靱性 ($J-R$ 曲線) は実験などにより経験的に求める必要がある。また、極限荷重を算出するため流動応力 (降伏強度と引張強さ) も推定する必要がある。

(c) 構造物の破壊評価

図 3.1.2-27 の手順にしたがい、構造物の破壊評価を実施する。対象は図 3.1.2-28 に示す、肉厚 t に対して $0.5t$ の一定深さ、き裂角度 $2\theta = 60^\circ$ の周方向き裂を有する曲げ荷重を受ける円筒構造物で、平均半径 R_m は、 $R_m = 2500$ mm または 500 mm、として R_m/t を 10、20 または 35 とした。

中性子照射量に応じて、温度 288°C の BWR 環境中を想定し、材料特性を推定する。まず、応力・ひずみ曲線については、(3.1.2-2)式に示す Swift 式を予測した。Swift 式の定数 A は、温度に依存し、図 3.1.2-29 より 288°C では、 $A = 1022$ MPa となる。この値が求めれば、応力・ひずみ曲線は次式より得られる。

$$\varepsilon_t = \frac{\sigma^2 - \sigma_y^2}{(1022)^2} + \frac{\sigma}{E} \quad (3.1.2-13)$$

降伏強度 σ_y および流動応力算出に必要な引張強さ σ_u は、次式 (照射劣化検討会: 資料 4-4-2) により算出した。

$$\sigma_y = 211.5 + 612.6 \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{dpa}{2.506}\right) \right\} \quad (3.1.2-14)$$

流動応力に必要な引張強さは次式より推定した。

$$\frac{\sigma_y}{\sigma_u} = 1 - \exp(-0.00435\sigma_y + 0.1885) \quad (3.1.2-15)$$

$J-R$ 曲線は Chopra ら⁴¹によって示された次式を用いる。

$$\begin{aligned} C_1 &= 20 + 205 \exp(-0.65 dpa) \\ C_2 &= 0.37 \end{aligned} \quad (3.1.2-16)$$

定数 C_1 と C_2 の定義は、(3.1.2-1)式による。

これらの式から得られる σ_y および σ_u と照射量 (dpa) の関係を図 3.1.2-30 に、 $J-R$ 曲線

⁴¹ OK Chopra, EE Gruber, W Shack, Proc. 5th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors (2007), pp. Irradiation Effects-III.

を図 3.1.2-31 に示す。強度特性は、10 dpa でほぼ飽和している。 J - R 曲線も dpa とともに低下している。図には、図 3.1.2-8 に示した 20%と 40%加工材の結果も示す。加工材は室温で試験を実施しているため、直接の比較はできないが、中性子照射を考慮しない場合 (0 dpa) でも、予測式の J - R 曲線はかなり低い。

以上より、中性子照射量に対して必要な材料定数を推定することができた。これらの値を用いて 2 パラメータ評価法により破壊荷重を算出した。図 3.1.2-32 は、算出された FAC を示す。中性子照射によって、カットオフ線は S_f の小さい方に移動するものの、FAC そのものの形の変化は小さかった。中性子照射量に対応する FAC を用いて算出した破壊荷重を図 3.1.2-33 に示す。破壊荷重はおおよそ 1 dpa でピークを示し、10 dpa 以降はほぼ飽和している。中性子照射によって硬化すると破壊靱性は低下するが、応力・ひずみ曲線は破壊荷重を上げる方向に作用する。そのバランスによって 1 dpa 近傍で破壊荷重が最大となった。

破壊荷重 P_f を極限荷重 P_L で基準化した結果を図 3.1.2-34 に示す。 P_f/P_L は dpa に対して単調減少となった。維持規格では未照射材に対しては極限荷重評価法が適用される。つまり、 $P_f/P_L = 1$ と想定して、破壊荷重として P_L を用いている。一方、図 3.1.2-34 では照射量が小さい場合でも P_f/P_L が 1 を大きく下回っている。これは、図 3.1.2-31 に示したように、評価に用いた J - R 曲線が小さいことによると考えられる。

円筒径 R_m が大きくなると破壊荷重が低下しているが、これは構造物の形状が大きくなるほど J 値が大きくなることによる。

4) まとめ

本研究では、まず破壊靱性試験および引張試験によるばらつきがの程度を調べ、それが破壊強度に及ぼす影響を評価した。その結果、破壊靱性のばらつきは 20%加工材より 40%加工材の方が大きく、破壊荷重に及ぼす影響も 40%加工材の方が大きいことが明らかになった。また、応力・ひずみ曲線のばらつきが破壊靱性値に及ぼす影響は、20%加工材の方が 40%加工材の場合より大きかった。一方、破壊靱性値の COV は、20%加工材が 7.3%、40%加工材が 16.7%であったが、破壊荷重に及ぼす影響は COV で 2%以下であり、破壊靱性値のばらつきの破壊荷重に及ぼす影響は、相対的に小さいことが示された。

次に、実構造物の破壊評価に必要な J 値解を整備した。塑性勾配法を適用し、最大 $R_m/t = 50$ までの解析を実施した。また、解析の精度も検証し、今回取得された J 値解の誤差が破壊評価に及ぼす影響は、最大で 1.14 であることが示された。

最後に、中性子照射を受けた構造物の破壊評価手順を構築するとともに、適用例を示した。破壊評価に 2 パラメータ評価法を採用し、中性子照射によって変化する破壊モードを考慮した。また、破壊評価では、中性子照射に対する応力・ひずみ曲線、降伏強度、引張強さおよび J - R 曲線の変化を推定し、中性子照射量と破壊荷重の関係を求めた。信頼できる材料特性の取得が今後の課題として指摘された。

表 3. 1. 2-23 供試材の化学組成 (mass%)

Fe	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo
Bal.	0.02	0.49	0.95	0.019	0.001	10.15	16.33	2.07

表 3. 1. 2-24 加工材の引張特性

Cold working (%)	Yield strength (MPa)	Tensile strength (MPa)	Elongation (%)	Reduction in area (%)	Young's modulus (GPa)
20	649	758	34.0	81.5	197
40	851	935	19.7	79.8	194

表 3. 1. 2-25 加工材の強度特性

		(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)	(8)
20%加工材	耐力 (MPa)	688	688	646	643	611	682	680	658
	引張強さ (MPa)	760	763	764	751	753	757	752	761
40%加工材	耐力 (MPa)	844	837	816	846	896	895	858	863
	引張強さ (MPa)	937	926	940	944	926	940	935	947

表 3. 1. 2-26 加工材の破壊靱性値

試験ID	CW20_1	CW20_2	CW20_3	CW20_4	CW20_5	CW20_6	CW20_7	CW20_8
J_Q (kJ/m ²)	1635	1589	1525	1546	1494	1247	1582	1506
試験ID	CW40_1	CW40_2	CW40_3	CW40_4	CW40_5	CW40_6	CW40_7	CW40_8
J_Q (kJ/m ²)	575	466	459	609	659	481	546	374

表 3. 1. 2-27 Swift 構成式の定数

CW	A	ϵ_0
0%	1413	0.0396
10%	1398	0.1339
20%	1374	0.2922
40%	1222	0.6013
50%	1208	0.6868

表 3. 1. 2-28 β を近似するための定数

E/E_p	θ/π		$R_m/t = 5$				$R_m/t = 10$				$R_m/t = 30$				$R_m/t = 50$			
			a/t				a/t				a/t				a/t			
			0.2	0.4	0.6	0.8	0.2	0.4	0.6	0.8	0.2	0.4	0.6	0.8	0.2	0.4	0.6	0.8
1	0.1	f_1	0.959	1.03	1.04	1.06	1.10	1.32	1.48	1.54	1.17	1.65	2.22	2.62	1.16	1.75	2.53	3.26
	0.2	f_1	0.984	1.13	1.26	1.40	1.11	1.40	1.71	1.98	1.18	1.69	2.37	3.14	1.18	1.77	2.63	3.73
	0.3	f_1	0.989	1.16	1.35	1.60	1.12	1.42	1.78	2.20	1.18	1.69	2.41	3.29	1.18	1.77	2.64	3.81
	0.4	f_1	0.990	1.17	1.39	1.70	1.12	1.43	1.81	2.28	1.18	1.69	2.41	3.32	1.18	1.77	2.64	3.82
	0.5	f_1	0.990	1.18	1.40	1.74	1.12	1.43	1.82	2.31	1.18	1.69	2.41	3.32	1.18	1.77	2.64	3.82
50	0.1	a_1	7.33	7.16	6.08	3.75	6.94	6.25	5.25	3.48	6.12	5.00	4.18	3.18	5.82	4.61	3.81	3.11
		a_0	-10.6	-10.4	-9.45	-6.76	-9.82	-8.91	-8.01	-6.04	-8.90	-7.16	-6.34	-5.37	-8.55	-6.65	-5.75	-5.17
		b_1	2.26	2.58	2.52	2.09	2.03	2.31	2.49	2.15	1.58	1.81	2.27	2.03	1.48	1.55	2.13	2.02
	0.2	a_1	7.02	6.13	4.56	2.18	6.61	5.71	4.06	1.73	5.33	4.90	3.65	1.80	4.94	4.54	3.52	2.13
		a_0	-10.3	-9.59	-8.21	-5.34	-9.54	-8.48	-7.03	-4.49	-8.02	-7.13	-5.77	-4.09	-7.52	-6.66	-5.37	-4.22
		b_1	2.22	2.34	1.87	1.28	2.07	2.21	2.12	1.61	1.86	1.92	2.06	1.90	1.85	1.89	1.89	1.92
	0.3	a_1	6.85	5.91	4.54	2.47	6.50	5.75	3.93	1.74	5.19	5.18	3.76	1.80	4.77	4.80	3.74	2.21
		a_0	-10.2	-9.48	-8.26	-5.59	-9.54	-8.62	-7.05	-4.47	-8.00	-7.50	-6.04	-4.22	-7.47	-7.03	-5.70	-4.48
		b_1	2.18	2.05	1.24	0.399	2.08	2.02	1.71	0.610	1.89	1.66	1.69	1.01	1.90	1.69	1.33	1.25
	0.4	a_1	6.80	5.96	4.96	3.87	6.39	5.89	4.24	2.85	5.07	5.52	3.86	2.50	4.66	5.15	3.74	2.68
		a_0	-10.3	-9.61	-8.71	-7.07	-9.52	-8.85	-7.47	-5.67	-8.00	-7.86	-6.37	-5.15	-7.48	-7.41	-5.96	-5.27
		b_1	2.13	1.83	0.691	0.135	2.07	1.85	1.19	0.152	1.87	1.29	1.43	0.443	1.88	1.28	1.17	0.642
	0.5	a_1	6.78	5.90	5.18	4.85	6.34	5.89	4.47	4.13	4.99	5.60	3.87	3.21	4.57	5.37	3.67	2.95
		a_0	-10.3	-9.66	-9.05	-8.22	-9.52	-8.98	-7.87	-7.24	-7.98	-8.03	-6.61	-6.24	-7.46	-7.66	-6.16	-5.99
		b_1	2.14	1.71	0.456	0.160	2.10	1.82	0.782	0.150	1.88	1.20	1.47	0.307	1.88	1.05	1.61	0.437
100	0.1	a_1	8.20	7.94	6.70	4.20	7.84	7.14	6.06	4.00	7.01	5.87	4.96	3.57	6.70	5.44	4.58	3.42
		a_0	-11.7	-11.5	-10.4	-7.60	-10.9	-10.0	-9.07	-6.81	-10.0	-8.22	-7.30	-5.90	-9.65	-7.66	-6.70	-5.59
		b_1	2.32	2.74	2.72	2.28	2.06	2.37	2.63	2.34	1.60	1.83	2.33	2.12	1.48	1.56	2.16	2.08
	0.2	a_1	7.79	6.55	4.94	2.38	7.50	6.40	4.48	1.87	6.23	5.75	4.06	1.65	5.84	5.36	3.98	1.87
		a_0	-11.4	-10.5	-9.06	-5.98	-10.7	-9.48	-7.87	-4.97	-9.14	-8.19	-6.50	-4.25	-8.65	-7.69	-6.10	-4.23
		b_1	2.34	2.56	1.99	1.38	2.13	2.43	2.32	1.72	1.88	1.98	2.42	2.09	1.85	1.97	2.25	2.19
	0.3	a_1	7.50	6.24	4.93	2.64	7.34	6.24	4.30	1.78	6.06	5.95	4.05	1.52	5.64	5.62	4.05	1.78
		a_0	-11.2	-10.3	-9.12	-6.20	-10.6	-9.53	-7.87	-4.83	-9.11	-8.52	-6.75	-4.22	-8.59	-8.07	-6.39	-4.31
		b_1	2.34	2.23	1.30	0.427	2.16	2.31	1.83	0.611	1.92	1.84	2.05	0.941	1.91	1.80	1.84	1.12
	0.4	a_1	7.47	6.28	5.39	4.21	7.17	6.31	4.66	3.08	5.90	6.21	4.25	2.46	5.49	5.98	4.15	2.57
		a_0	-11.3	-10.4	-9.60	-7.85	-10.6	-9.72	-8.33	-6.22	-9.09	-8.85	-7.17	-5.34	-8.58	-8.46	-6.77	-5.39
		b_1	2.31	2.02	0.670	0.140	2.19	2.17	1.18	0.123	1.92	1.58	1.59	0.284	1.91	1.40	1.43	0.431
	0.5	a_1	7.35	6.22	5.67	5.38	7.08	6.29	4.97	4.72	5.78	6.21	4.29	3.71	5.37	6.11	4.11	3.40
		a_0	-11.2	-10.5	-9.97	-9.15	-10.6	-9.85	-8.78	-8.16	-9.06	-8.98	-7.45	-6.98	-8.55	-8.67	-6.98	-6.69
		b_1	2.32	1.89	0.391	0.120	2.19	2.09	0.650	0.108	1.93	1.54	1.24	0.179	1.91	1.27	1.58	0.278
200	0.1	a_1	9.10	8.82	7.36	4.68	8.77	8.21	6.95	4.68	8.00	6.84	5.79	4.14	7.63	6.38	5.33	3.93
		a_0	-12.8	-12.6	-11.4	-8.48	-12.1	-11.2	-10.2	-7.73	-11.2	-9.36	-8.3	-6.63	-10.8	-8.77	-7.61	-6.22
		b_1	2.35	2.80	2.93	2.47	2.08	2.30	2.67	2.52	1.60	1.78	2.40	2.17	1.49	1.51	2.17	2.06
	0.2	a_1	8.65	6.95	5.31	2.60	8.41	7.13	4.93	2.11	7.16	6.64	4.49	1.65	6.77	6.31	4.52	1.71
		a_0	-12.5	-11.4	-9.92	-6.68	-11.8	-10.5	-8.76	-5.58	-10.3	-9.29	-7.28	-4.58	-9.80	-8.80	-6.92	-4.39
		b_1	2.45	2.71	2.13	1.46	2.16	2.63	2.55	1.90	1.93	2.04	2.76	2.32	1.85	1.96	2.56	2.43
	0.3	a_1	8.17	6.53	5.29	2.83	8.35	6.69	4.72	1.86	6.97	6.67	4.35	1.33	6.55	6.43	4.34	1.43
		a_0	-12.3	-11.14	-9.98	-6.88	-11.8	-10.4	-8.75	-5.31	-10.3	-9.54	-7.51	-4.34	-9.73	-9.13	-7.11	-4.28
		b_1	2.44	2.37	1.35	0.466	2.18	2.54	2.02	0.645	1.94	2.07	2.34	0.934	1.93	1.90	2.27	1.08
	0.4	a_1	7.89	6.55	5.77	4.51	8.02	6.71	5.12	3.31	6.79	6.80	4.61	2.43	6.39	6.72	4.53	2.38
		a_0	-12.2	-11.3	-10.5	-8.65	-11.7	-10.6	-9.23	-6.85	-10.2	-9.81	-8.00	-5.57	-9.72	-9.49	-7.58	-5.46
		b_1	2.53	2.18	0.675	0.165	2.24	2.37	1.17	0.143	1.94	1.92	1.72	0.180	1.92	1.66	1.63	0.284
	0.5	a_1	7.80	6.50	6.11	5.83	7.87	6.67	5.48	5.24	6.78	6.75	4.72	4.25	6.38	6.76	4.53	3.91
		a_0	-12.1	-11.3	-10.9	-10.1	-11.6	-10.7	-9.71	-9.08	-10.2	-9.92	-8.32	-7.79	-9.74	-9.66	-7.84	-7.44
		b_1	2.47	1.98	0.371	0.097	2.33	2.29	0.598	0.0867	1.97	1.87	1.04	0.0961	1.95	1.58	1.33	0.157
400	0.1	a_1	10.2	9.72	8.13	5.23	9.86	9.19	8.03	5.56	8.89	7.80	6.83	4.99	8.59	7.34	6.26	4.56
		a_0	-14.1	-13.7	-12.5	-9.42	-13.3	-12.4	-11.4	-8.81	-12.3	-10.5	-9.49	-7.60	-11.9	-9.91	-8.68	-6.99
		b_1	2.33	2.93	3.02	2.61	2.03	2.28	2.70	2.56	1.65	1.77	2.27	2.12	1.51	1.48	2.07	2.02
	0.2	a_1	9.55	7.33	5.66	2.84	9.34	7.96	5.46	2.44	8.24	7.48	5.08	1.68	7.73	7.25	4.99	1.65
		a_0	-13.6	-12.2	-10.8	-7.44	-12.9	-11.6	-9.69	-6.32	-11.5	-10.4	-8.18	-5.03	-11.0	-9.94	-7.72	-4.71
		b_1	2.42	2.91	2.28	1.60	2.18	2.70	2.66	1.99	1.88	2.17	2.88	2.46	1.85	1.95	2.81	2.63
	0.3	a_1	8.92	6.87	5.59	3.03	9.15	7.30	5.16	2.01	7.90	7.31	4.70	1.30	7.64	7.26	4.67	1.25
		a_0	-13.3	-12.0	-10.8	-7.61	-12.9	-11.4	-9.65	-5.90	-11.4	-10.5	-8.32	-4.64	-11.0	-10.2	-7.89	-4.45
		b_1	2.50	2.55	1.46	0.497	2.23	2.73	2.11	0.708	2.00	2.30	2.55	0.952	1.90	2.06	2.57	1.09
	0.4	a_1	8.38	6.79	6.08	4.79	8.91	7.00	5.56	3.54	7.86	7.31	5.01	2.48	7.31	7.34	4.92	2.27
		a_0	-13.1	-12.1	-11.3	-9.45	-12.8	-11.4	-10.1	-7.54	-11.4	-10.7	-8.86	-5.91	-10.9	-10.5	-8.43	-5.61
		b_1	2.64	2.29	0.713	0.203	2.35	2.60	1.21	0.188	1.96	2.21	1.89	0.127	1.93	1.94	1.81	0.185
	0.5	a_1	8.21	6.74	6.48	6.20	8.82	7.00	5.95	5.69	7.71	7.23	5.20	4.77	7.35	7.33	4.98	4.44
		a_0	-13.0	-12.1	-11.7	-10.9	-12.8	-11.6	-10.6	-9.97	-11.4	-10.8	-9.23	-8.64	-10.9	-10.61	-8.72	-8.24
		b_1	2.61	2.06	0.374	0.0984	2.36	2.43	0.									

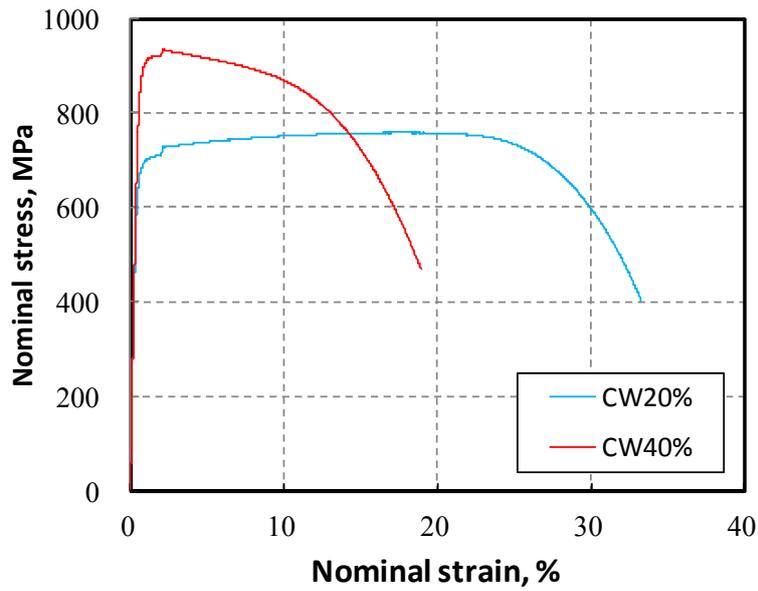


図 3. 1. 2-1 加工材の応力・ひずみ線図

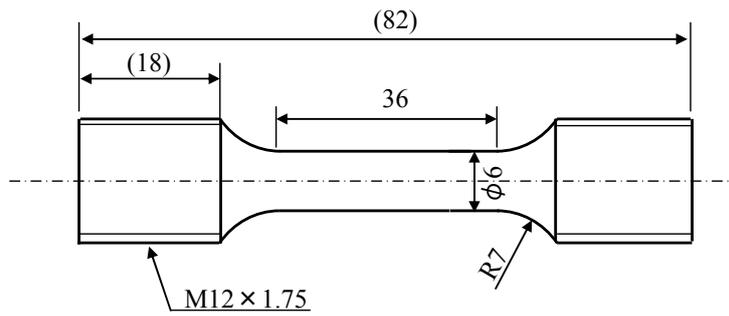


図 3. 1. 2-2 引張試験片

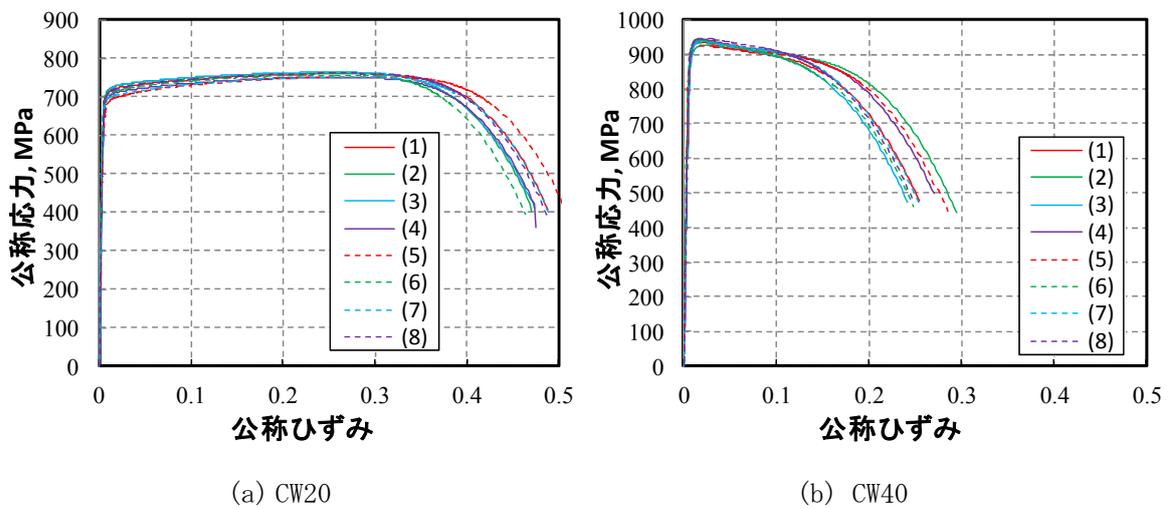


図 3. 1. 2-3 公称応力・ひずみ線図

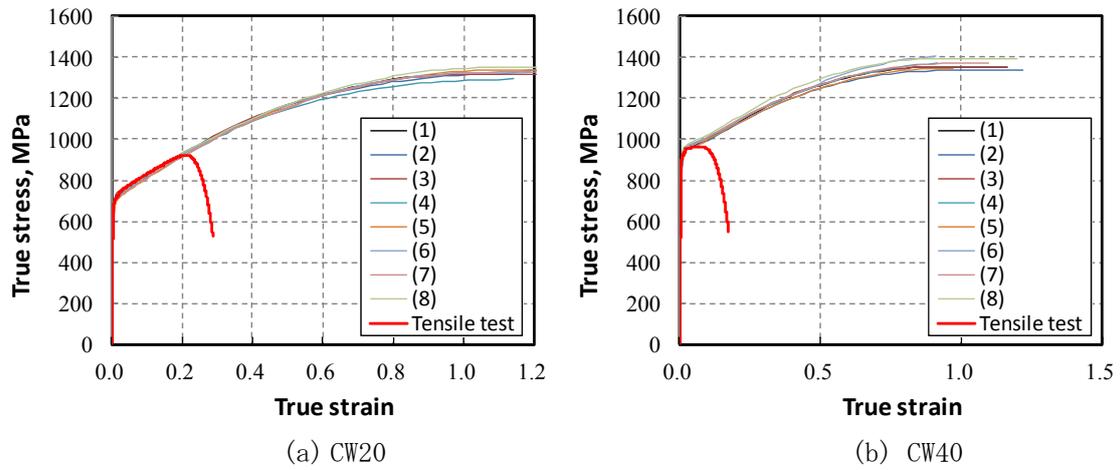
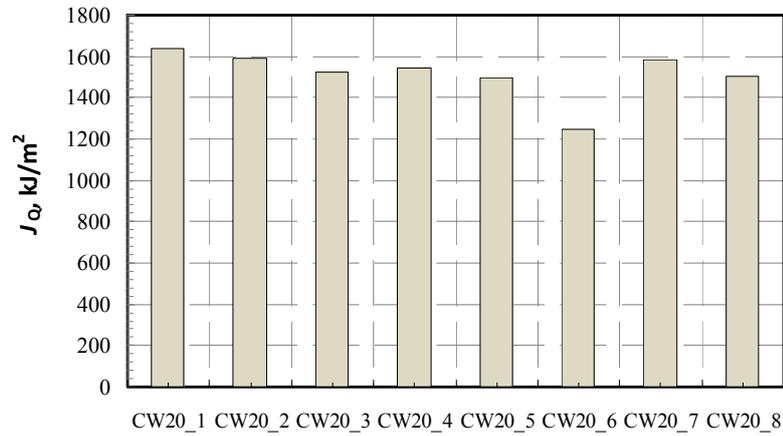
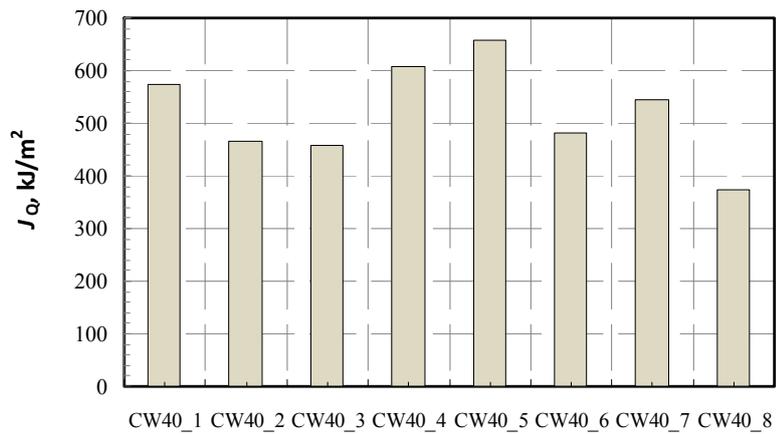


図 3. 1. 2-4 真応力・ひずみ線図



(a) CW20



(b) CW40

図 3. 1. 2-5 破壊靱性値



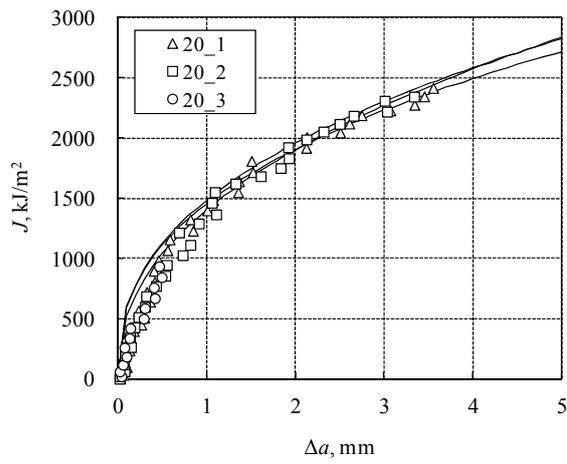
(a) 20%加工材

図 3.1.2-6 破壊靱性試験後の破断面

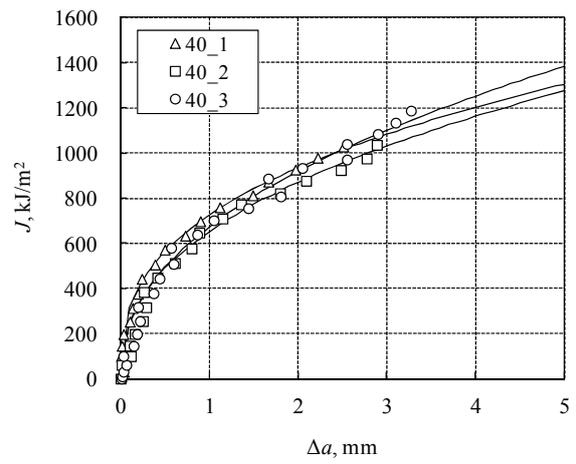


(b) 40%加工材

図 3.1.2-6 破壊靱性試験後の破断面

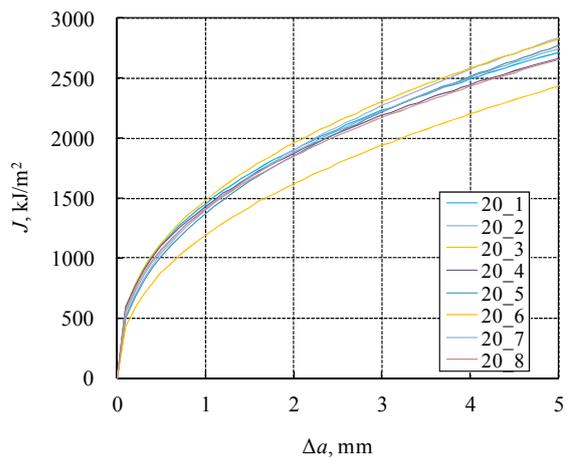


(a) 20%加工材

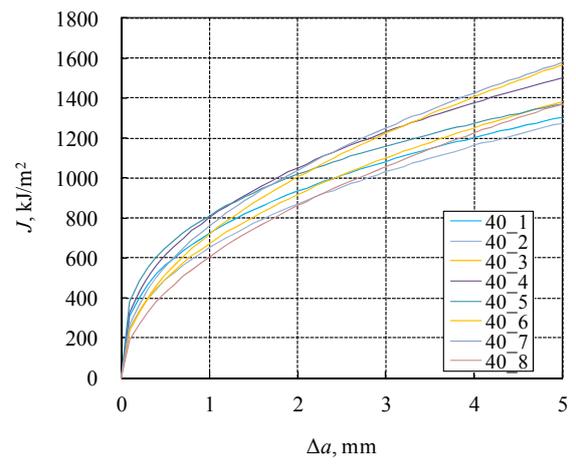


(b) 40%加工材

図 3. 1. 2-7 J - R 曲線



(a) 20%加工材



(b) 40%加工材

図 3. 1. 2-8 J - R 曲線 (近似線)

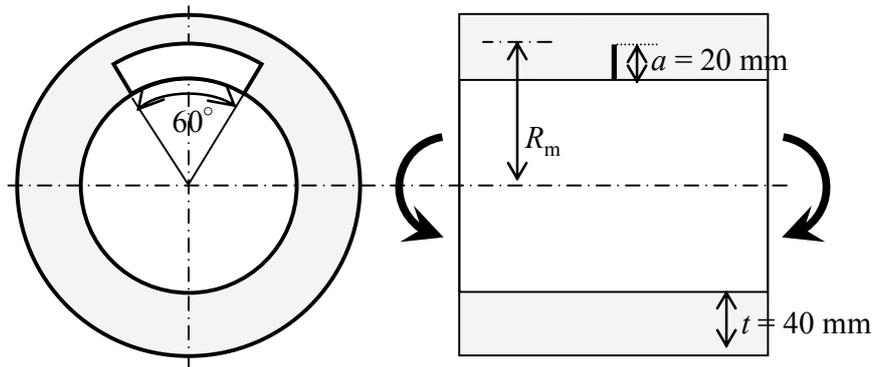


図 3.1.2-9 解析モデル (き裂を有する円筒)

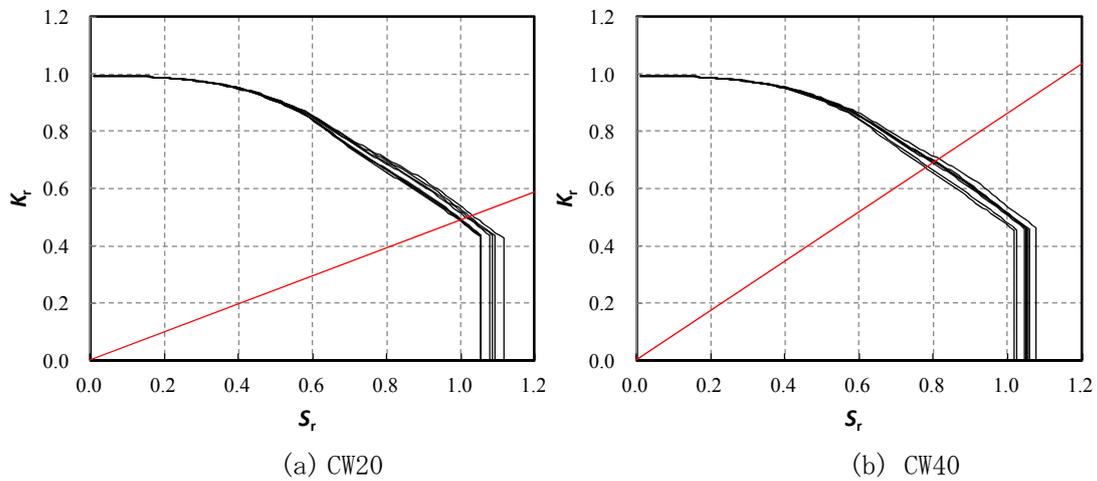


図 3.1.2-10 破壊評価線図

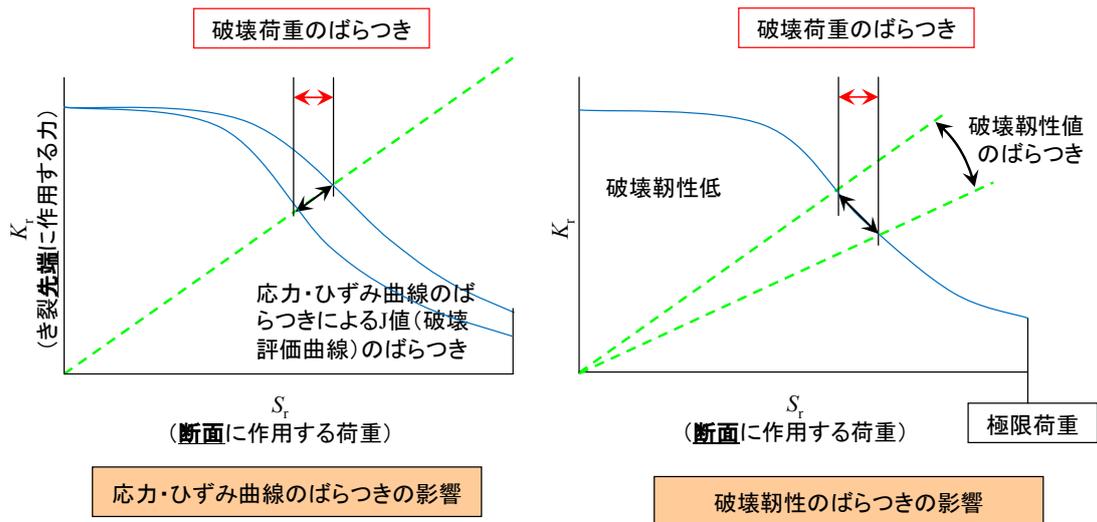
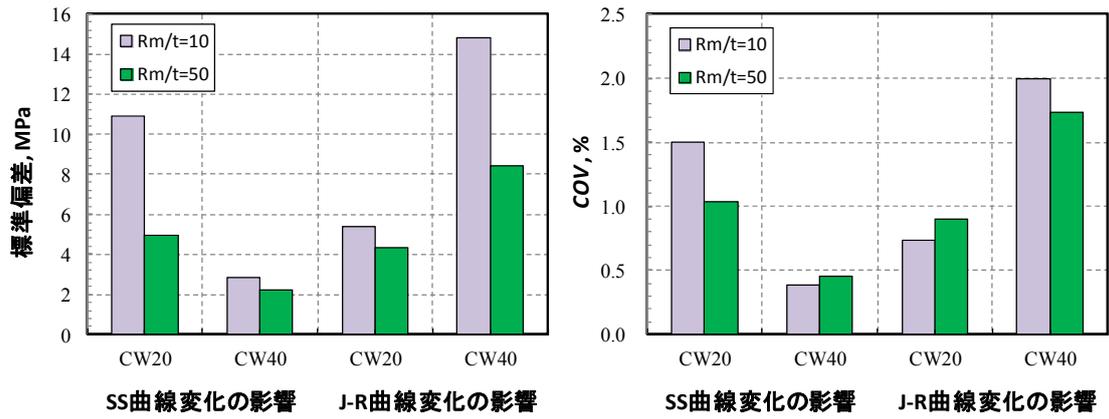


図 3.1.2-11 応力・ひずみ曲線と破壊靱性のばらつきが及ぼす影響



(a) 標準偏差

(b) COV

図 3.1.2-12 応力・ひずみ曲線と破壊靱性のばらつきが破壊強度に及ぼす影響

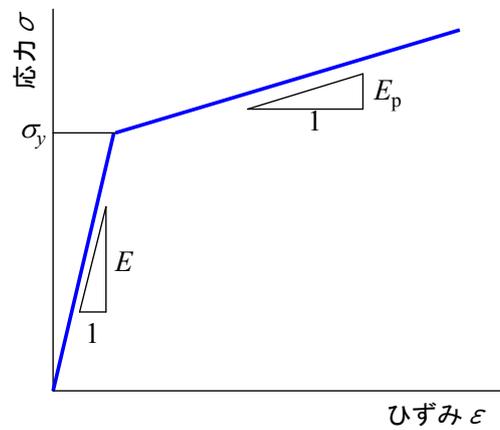


図 3.1.2-13 線形硬化モデル

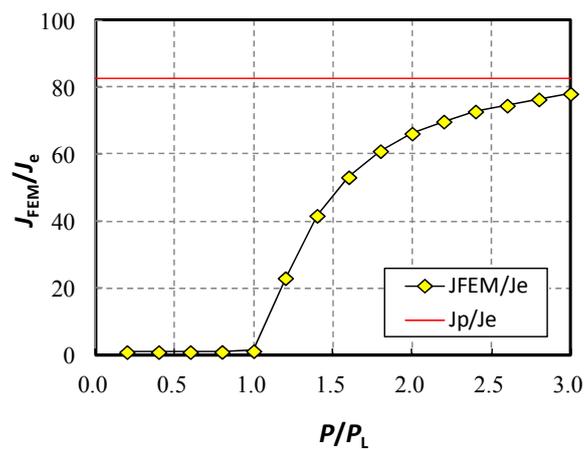


図 3.1.2-14 荷重と J 値の関係 ($E/E_p = 100$)

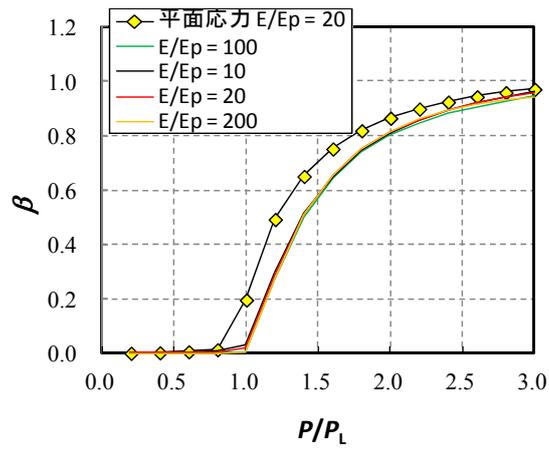


図 3.1.2-15 正規化荷重 (P/P_L) と正規化 J 値 (β)

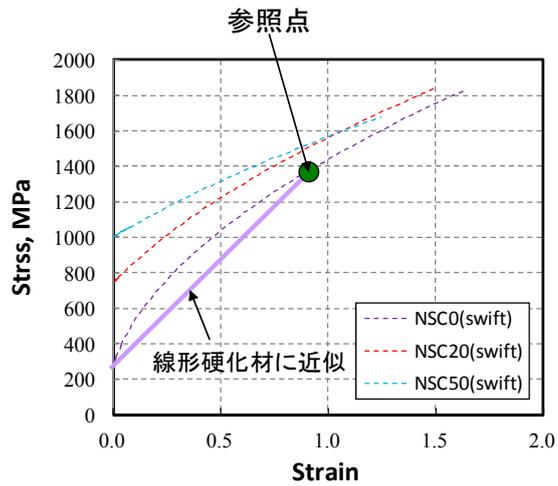


図 3.1.2-16 Swift 材の線形硬化材への近似方法

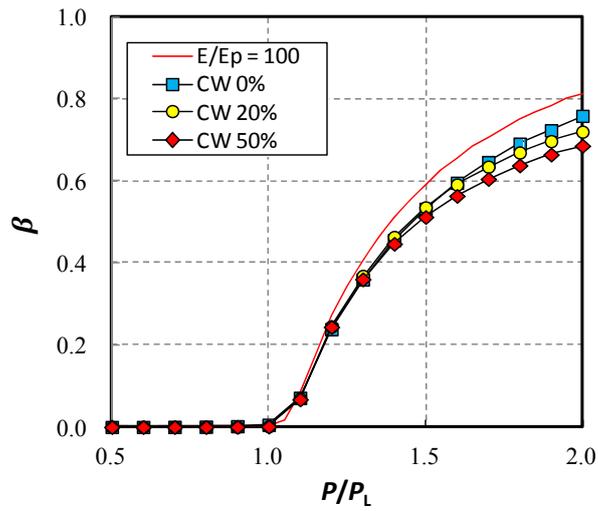


図 3.1.2-17 Swift 材と線形硬化材の J 値

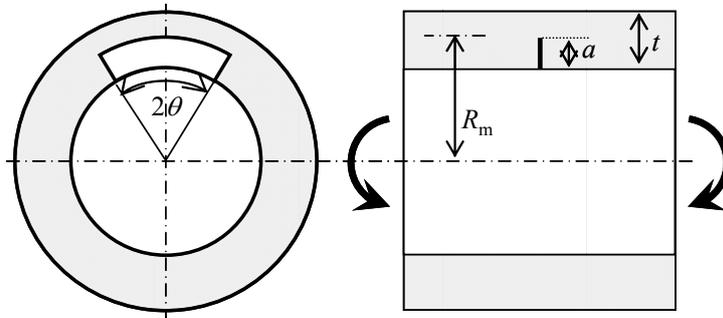


図 3.1.2-18 解析モデル（周方向き裂を有する曲げ荷重下の円筒）

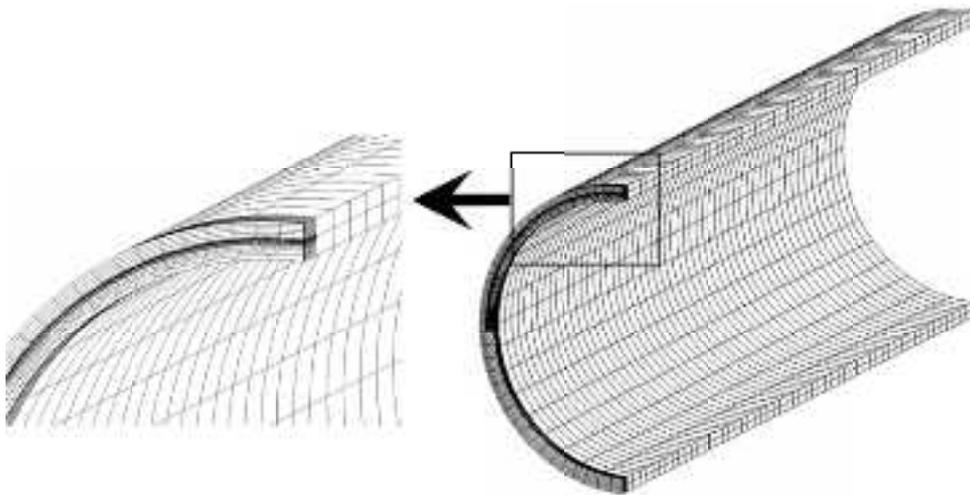


図 3.1.2-19 有限要素モデル ($R_m/t = 10$, $a/t = 0.5$, $\theta/\pi = 0.5$)

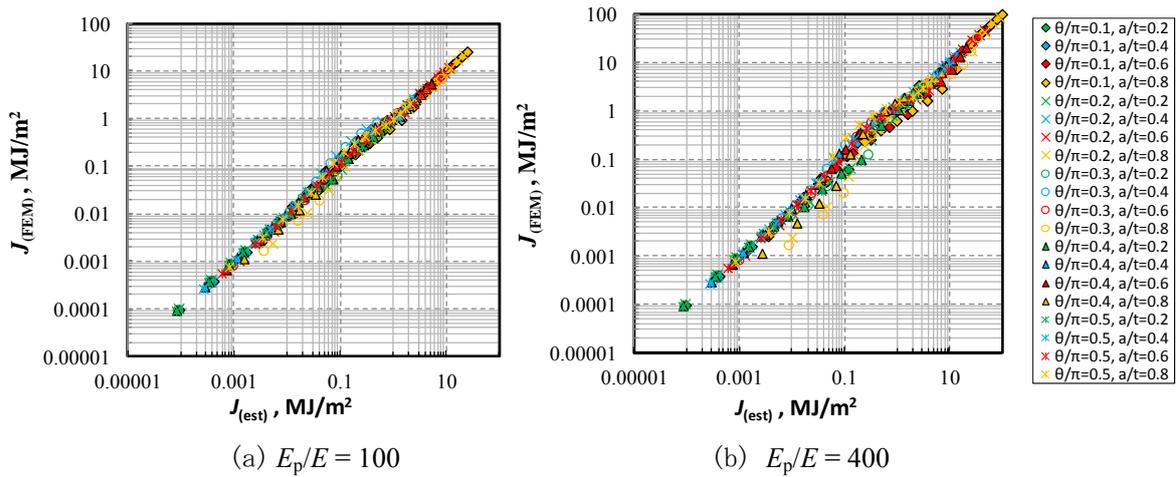


図 3.1.2-20 線形硬化材に対する J 値の近似 ($R_m/t = 50$)

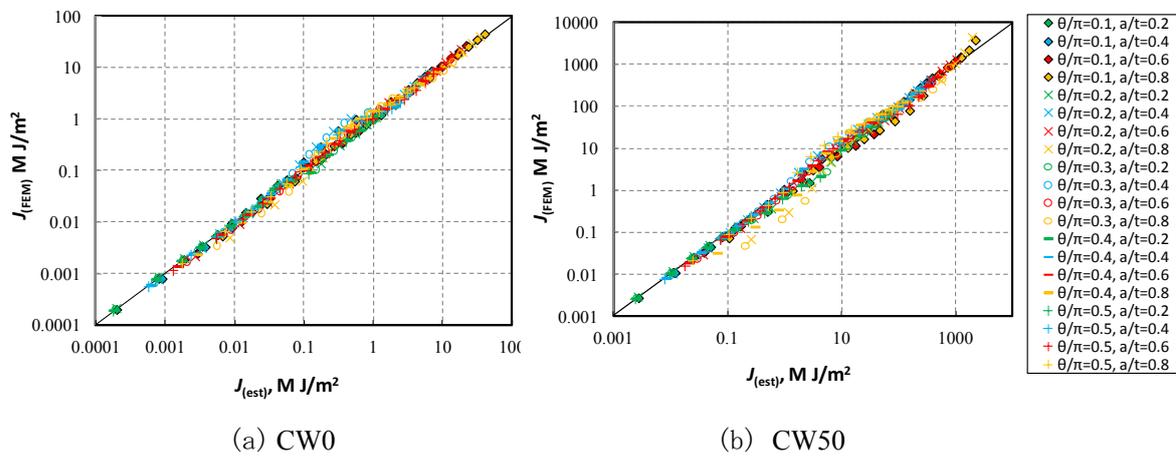
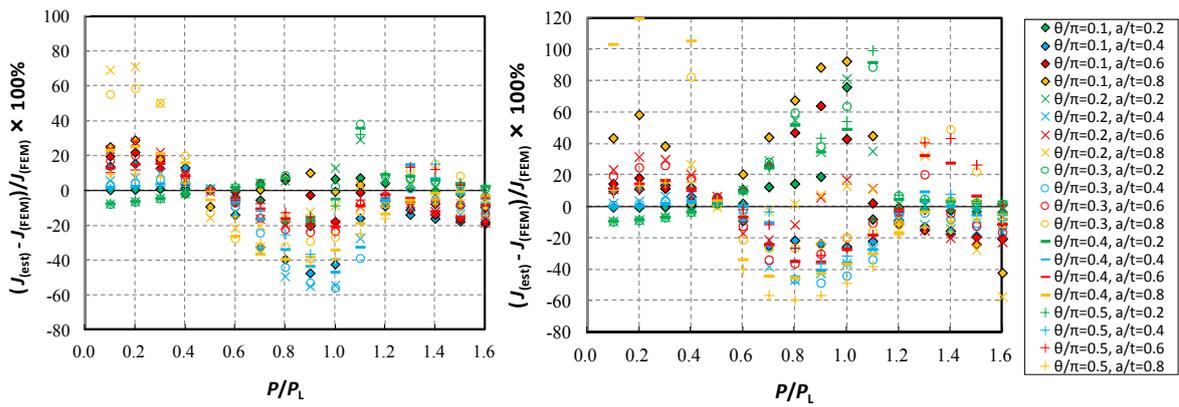


図 3.1.2-21 Swift 材に対する J 値の推定 ($R_m/t = 50$)



(a) CW0

(b) CW50

図 3.1.2-22 Swift 材に対する J 値の推定誤差 ($R_m/t = 50$)

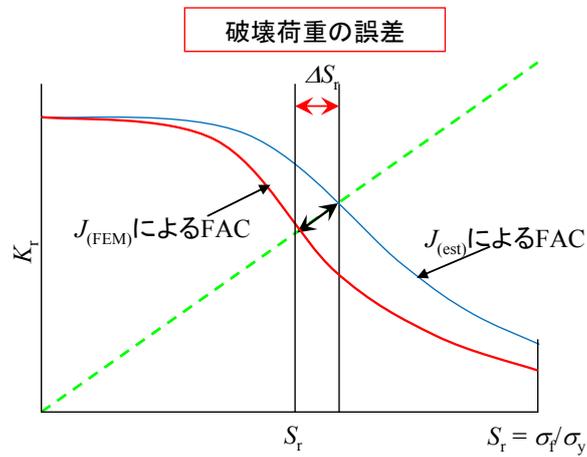


図 3.1.2-23 J 値の推定誤差が破壊荷重に及ぼす影響

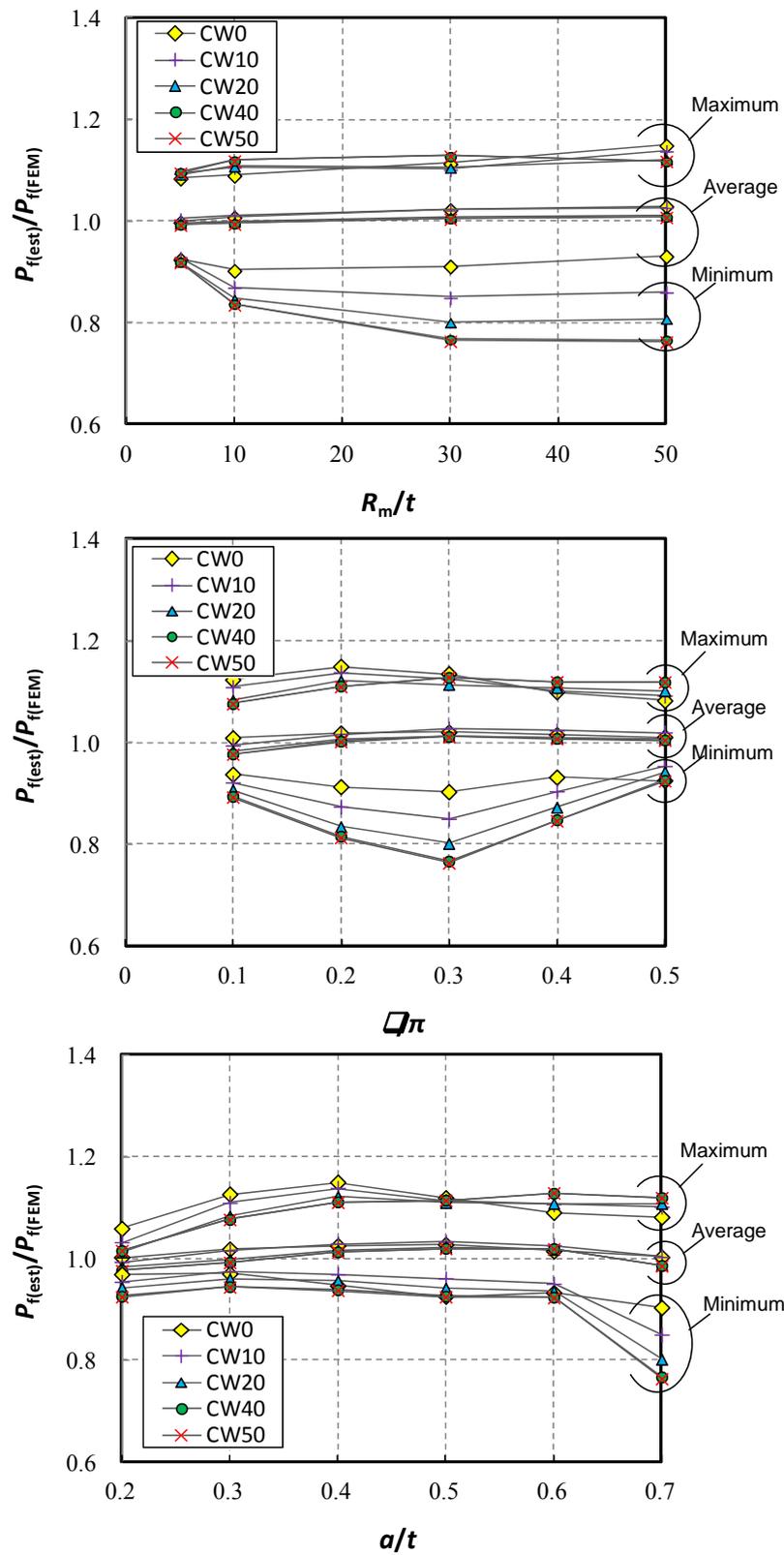


図 3.1.2-24 J 値誤差が破壊荷重評価に及ぼす影響

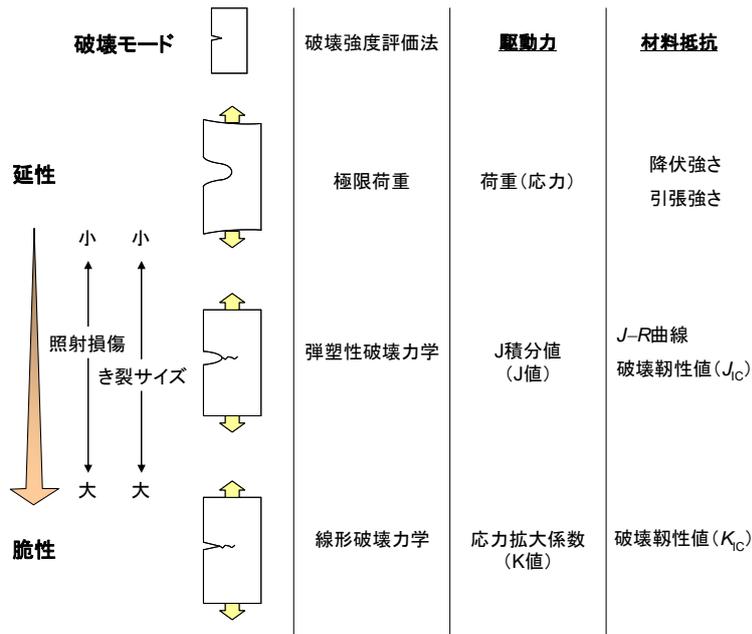


図 3. 1. 2-25 維持規格における破壊評価法

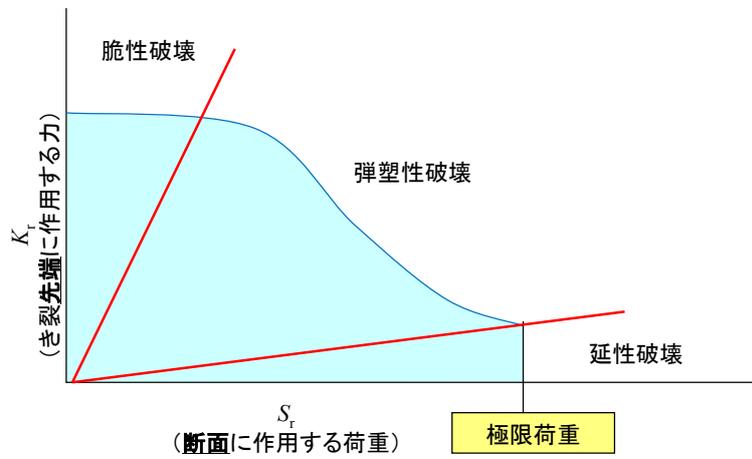


図 3. 1. 2-26 2パラメータ評価法

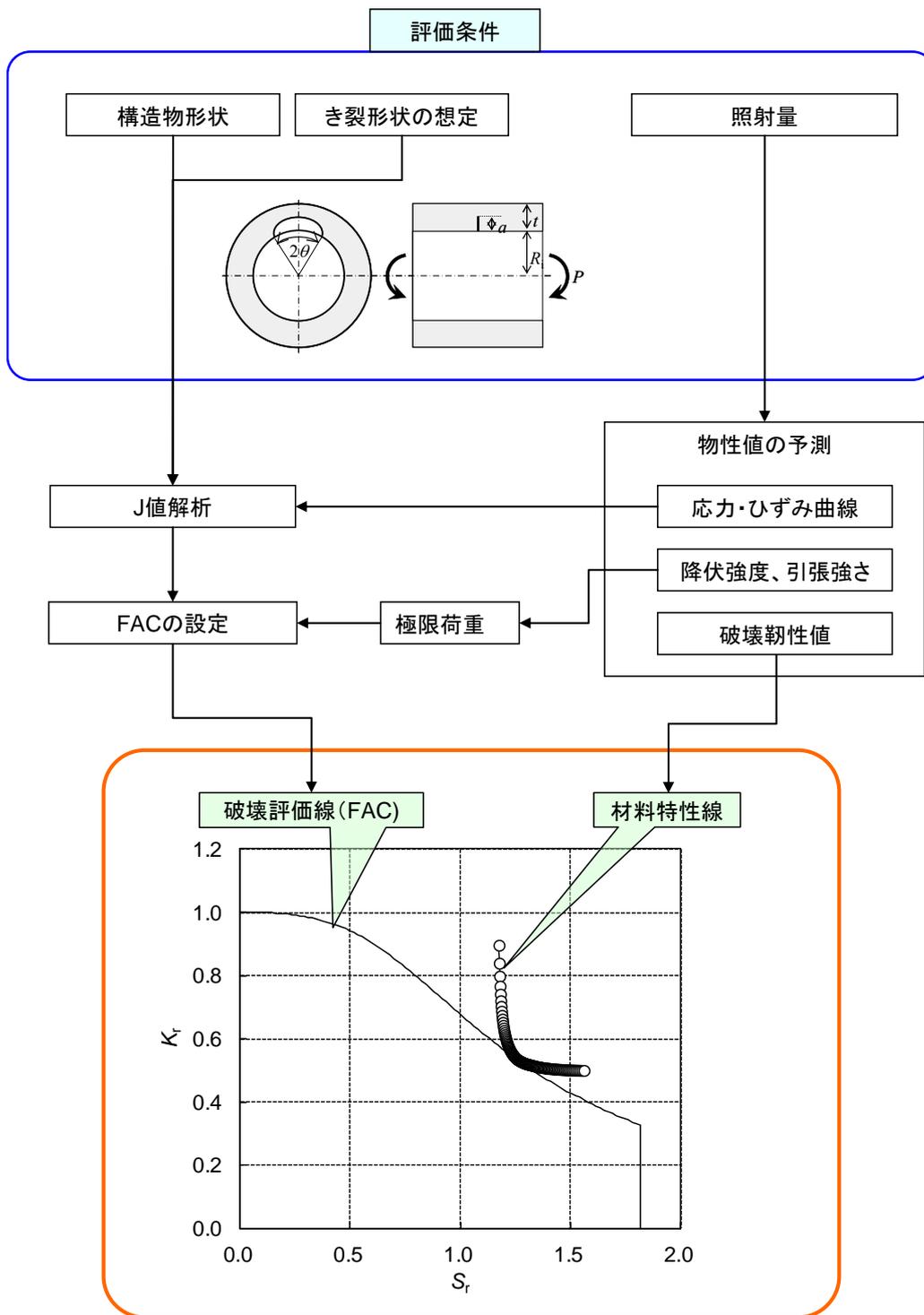


図 3. 1. 2-27 破壊評価手順

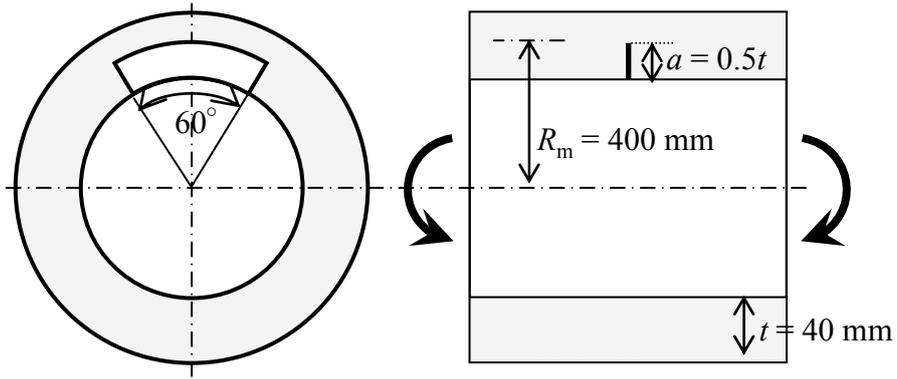


図 3.1.2-28 評価の対象

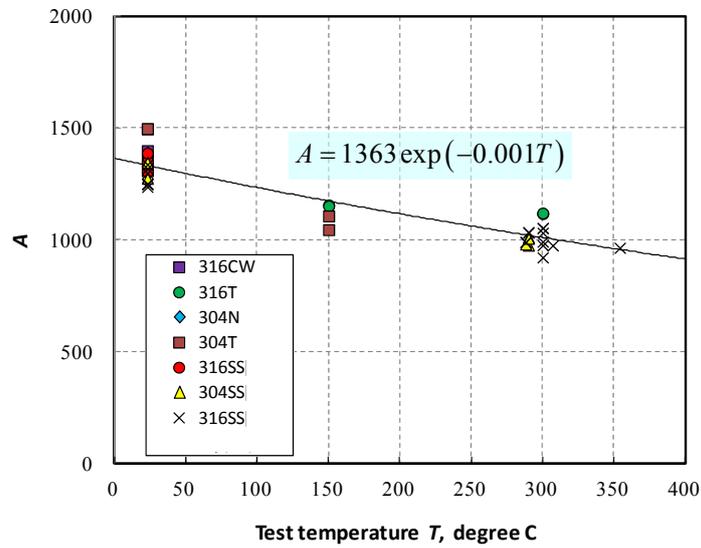


図 3.1.2-29 試験温度と Swift 構成式定数 A の関係

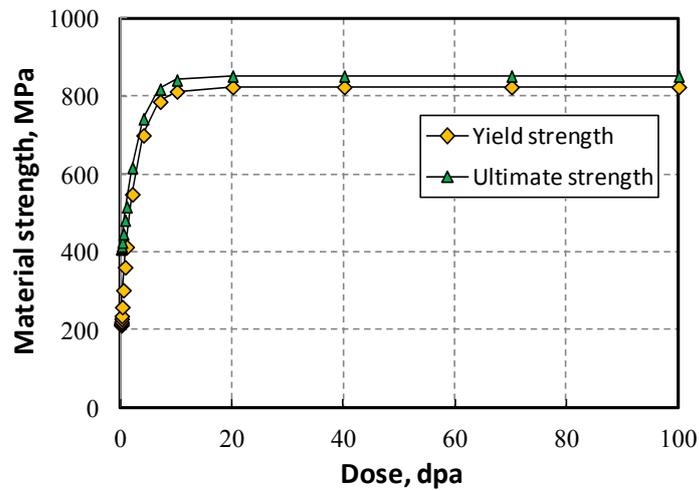


図 3.1.2-30 中性子照射量と強度特性の関係

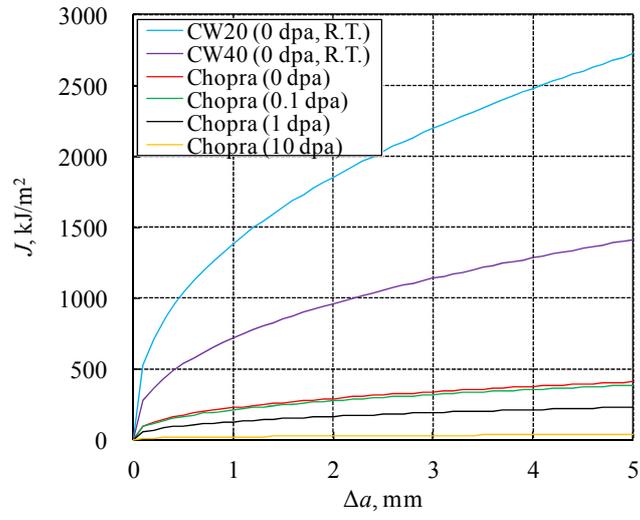


図 3.1.2-31 中性子照射による J - R 曲線の変化

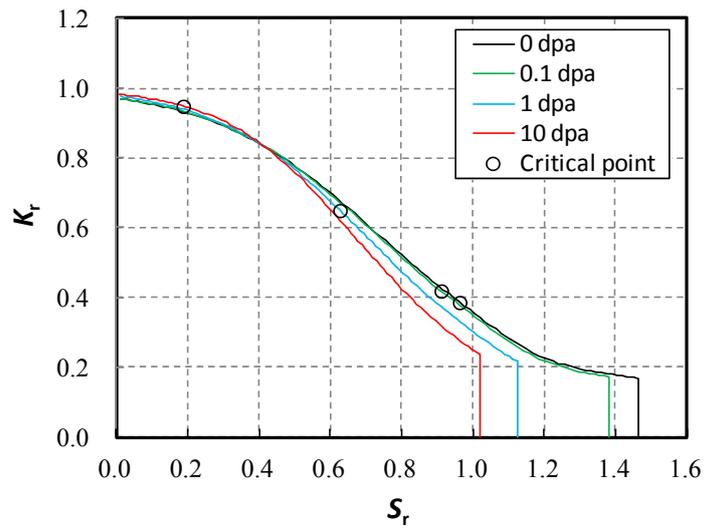
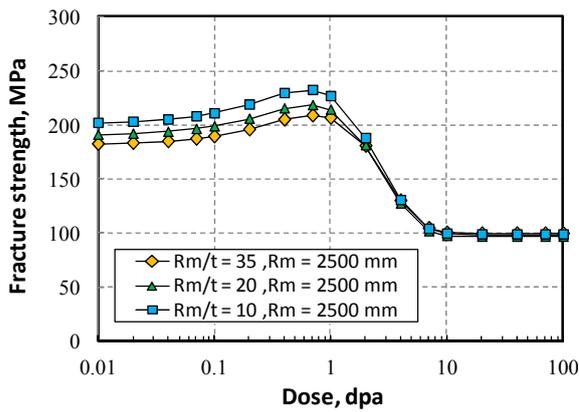
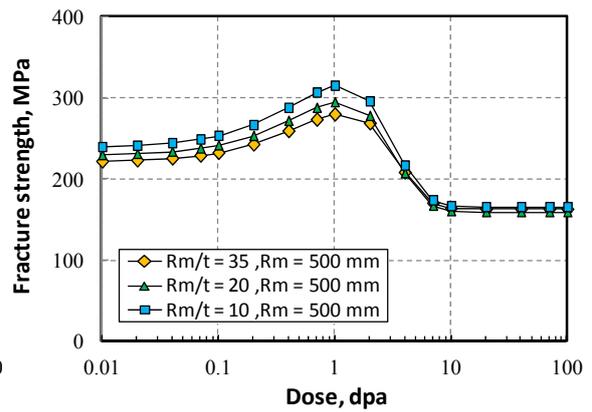


図 3.1.2-32 中性子照射による FAC 曲線の変化

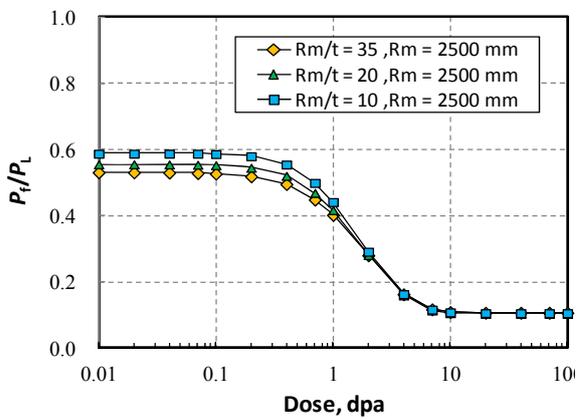


(a) $R_m = 2500$ mm の場合

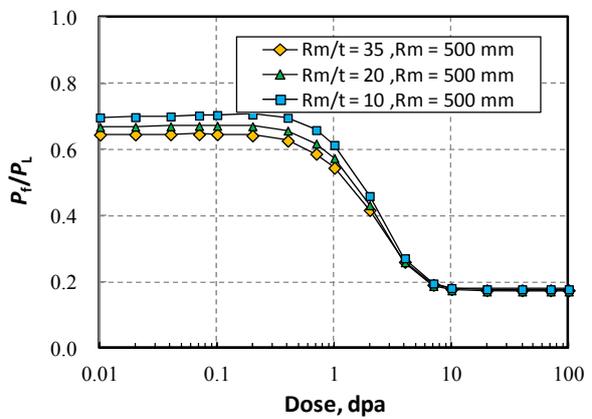


(b) $R_m = 500$ mm の場合

図 3. 1. 2-33 中性子照射による破壊荷重の変化



(a) $R_m = 2500$ mm の場合



(b) $R_m = 500$ mm の場合

図 3. 1. 2-34 中性子照射による基準化破壊荷重の変化

(4) ばらつき影響の検討 (福島大)

1) はじめに

炉内構造物には耐食性の観点から高靱性の延性材料であるオーステナイト系ステンレス鋼が用いられている。しかし、中性子照射により、破壊靱性が徐々に低下するため、高経年化プラントでは脆性破壊が懸念される。しかし、照射劣化ステンレス鋼の破壊靱性データは少なく、試験条件の違いからデータのばらつきも大きいため、劣化の予測が難しい。現状では信頼性の低い限られた文献データしか利用できないため、維持規格⁴²においては、炉内構造物の照射劣化を考慮して、極めて保守的な破壊靱性値を設定している。このような状況を改善するため、照射材の実験データ拡充が望まれるが、現在の情勢では難しい。

そこで、確率論的評価により、安全性やリスクを定量的に評価できるようになれば、仮にばらつきが大きかったとしても、より経済的で信頼性の高い健全性評価が実施できる。本研究では、対象をオーステナイト系ステンレス鋼に限定し、照射劣化とそのばらつきを考慮した材料モデルを開発する。昨年度は EPRI MRP-135 を使用したが、不自然な応力 - ひずみ関係を採用しているため、本年度は新しい応力 - ひずみ関係により、評価精度を高度化する。この材料モデルを用いて、モンテカルロ法に基づく確率有限要素解析により弾塑性破壊荷重のばらつきを評価する方法を提案する。数値計算例により、弾塑性破壊荷重のばらつきに影響する因子について検証する。

また、照射材に対する破壊靱性試験の困難な現状を鑑み、引張試験の結果から破壊靱性値を予測する方法の開発を目指し、本研究では、き裂先端のひずみ場を画像相関法により計測する。これにより、き裂進展開始時のひずみと引張破断ひずみの関係を明らかにし、き裂先端の局所ひずみに基づくき裂破壊基準を検討する。このような局所破壊基準が存在すれば、引張試験の結果に基づく有限要素解析により、破壊靱性試験を数値的に実施することができる。つまり、実験的ではなく、シミュレーションにより破壊靱性値を求めることが可能となり、照射材に対しても、正確な引張試験結果さえあれば、妥当な破壊靱性値を取得できる。本研究では、その基礎的な検討を行う。

2) 照射ステンレス鋼に対する確率論的破壊評価法の検討

(a) 応力-ひずみ曲線の策定

本事業で作成した照射劣化ステンレス鋼のデータベース (3.1.1 項 (2) 1)および 2)参照)に基づき、新たに応力 - ひずみ曲線の予測式を作成する。予測式は、終局強度評価のための大変形有限要素解析での利用を想定し、真応力で定義する。また、弾塑性解析への入力として直接利用できるように、降伏応力と塑性ひずみの関係、つまりひずみ硬化曲線として与える。近似式の形式には、次式の通り、一般的な Swift 式を採用する。

$$\sigma_{Yt} = C(\varepsilon_0 + \varepsilon_{pt})^n \quad (3.1.2-17)$$

⁴² 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 維持規格 (2008).

ここで、 σ_{Yt} は真応力の定義での降伏応力、 ε_{pt} は対数塑性ひずみ、 C はひずみ硬化係数、 n はひずみ硬化指数、 ε_0 はひずみ定数である。ただし、文献⁴³を参考に、ひずみ硬化指数は $n = 0.5$ で一定と仮定する。近似定数の決め方は以下の通りとする。

- ① 弾性域を線形近似し、ヤング率 E を求める。
- ② 公称全ひずみ ε_n から弾性ひずみ $\varepsilon_e = \sigma_n/E$ を差し引き、塑性ひずみ ε_{pn} に変換する。
- ③ 塑性ひずみ ε_{pn} を対数塑性ひずみ $\varepsilon_{pt} = \ln(1+\varepsilon_{pn})$ に変換する。
- ④ 1%耐力⁴⁴から引張強さまでのデータのみを抜き取り、真応力（後続の降伏応力） $\sigma_{Yt} = \sigma_{Yn}(1+\varepsilon_{pn})$ に変換する。
- ⑤ 真応力 σ_{Yt} と対数塑性ひずみ ε_{pt} の関係を $n = 0.5$ の Swift 式で最小二乗近似する。

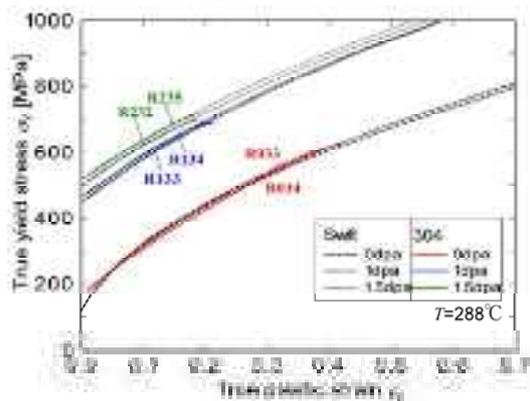
照射量、引張温度、冷間加工度の異なるオーステナイト系ステンレス鋼の実験結果に対し、まずはそれぞれ Swift 式による最小二乗近似を行い、それぞれの定数 C と ε_0 を求める。次に、照射量と定数 C と ε_0 の関係、および降伏応力（0.2%耐力）と定数 C と ε_0 の関係を求める。この関係を陽な関数で近似することにより、予測式を作成する。

BWR 環境における照射材の応力 - ひずみ曲線に対するフィッティング結果を図 3.1.2-35 に示す。照射量の低い実験データに対しては、近似結果がやや曲がり方が緩い結果となったが、照射量が高くなると、ひずみ硬化指数 $n = 0.5$ のカーブと合うようになる。近似定数 C と ε_0 の詳細な結果を表 3.1.2-29～表 3.1.2-33 に示す。ただし、図 3.1.2-35 (d) と表 3.1.2-32 だけは室温で実施した引張試験の結果である。参考のため、表には得られた近似定数 C と ε_0 から求められる初期降伏応力（弾性限）と実験から求められた 0.2%耐力も示した。理論通り、弾性限は耐力よりも低くなっており、特に照射量の低い場合に、差が大きいことがわかる。しかしながら、ひずみ硬化曲線の観点からは、その差は無視できる。

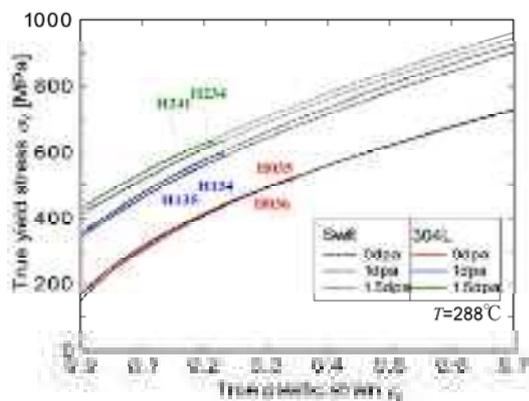
PWR 実機材に対する引張試験の結果を用いたフィッティング結果を図 3.1.2-36 に示す。実機材はバッフルフォーマーボルト (BFB) とシンプルチューブ (TT) である。実機材を用いているため、試験片の形状が悪いことから、ひずみを正確に計測できていないが、塑性ひずみは試験部のみで発生するので、誤差は少ないと考えられる。また、冷間加工の影響から、ひずみ硬化量が少なく、短いひずみ硬化曲線である。直線的であるため、Swift 式による近似精度は良い。得られた近似定数 C と ε_0 の詳細な結果を、バッフルフォーマーボルトは表 3.1.2-34 に、シンプルチューブは表 3.1.2-35 に示す。BWR と同様に、得られた近似定数 C と ε_0 から求められる初期降伏応力（弾性限）と実験から求められた 0.2%耐力も示した。BWR とは逆に、弾性限は耐力よりも高くなったが、その差は無視できる。

⁴³ M.N. Gussev, T.S. Byun, J.T. Busby. "Description of Strain Hardening Behavior in Neutron-irradiated fcc Metals, Journal of Nuclear Materials", Vol. 427, pp. 62-68 (2012).

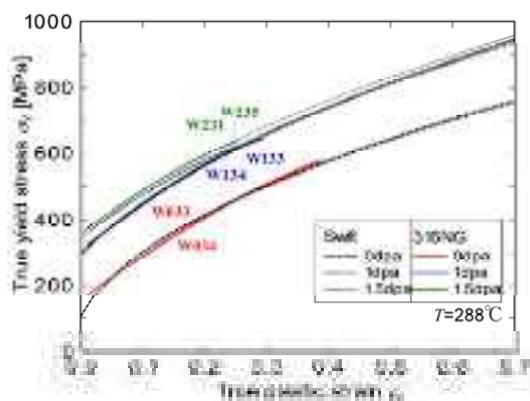
⁴⁴ 1%耐力としたのは、予備検討より、PWR 環境のデータの場合、0.2%塑性ひずみ以降に屈曲する曲線となり、Swift 式では正しく近似できなかったためである。なお、このような応力 - ひずみ曲線のプロファイルは、ひずみが正しく計測できていないことによるものであり、材料の挙動そのものではない。



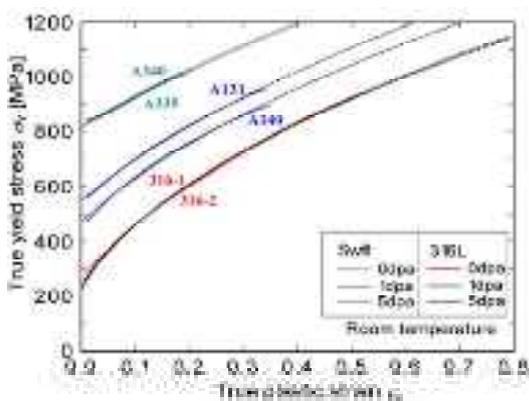
(a) 304 ステンレス鋼 288°C



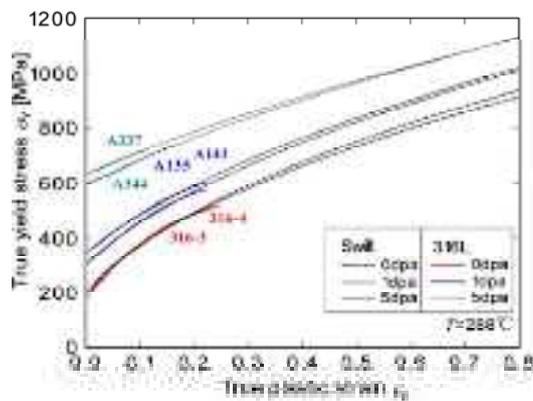
(b) 304L ステンレス鋼 288°C



(c) 316NG ステンレス鋼 288°C



(d) 316L ステンレス鋼 室温



(e) 316L ステンレス鋼 288°C

図 3.1.2-35 BWR 環境における照射材のひずみ硬化曲線と近似結果

表 3. 1. 2-29 304 ステンレス鋼 BWR 環境 288°Cの近似結果

No.	d [dpa]	T [°C]	C [MPa]	ε_0	$C\varepsilon_0^{0.5}$ [MPa]	$\sigma_{0.2}$ [MPa]
R033	0	288	957	0.0142	112	166
R034	0	288	896	0.0128	114	144
R133	1	288	1170	0.146	447	466
R134	0.99	288	1164	0.158	463	453
R232	1.35	288	1167	0.197	519	521
R235	1.37	288	1157	0.188	502	512

表 3. 1. 2-30 304L ステンレス鋼 BWR 環境 288°Cの近似結果

No.	d [dpa]	T [°C]	C [MPa]	ε_0	$C\varepsilon_0^{0.5}$ [MPa]	$\sigma_{0.2}$ [MPa]
H035	0	288	858	0.0280	144	159
H036	0	288	849	0.0375	164	159
H134	1.06	288	1000	0.1152	339	350
H135	1.04	288	1027	0.1158	349	358
H241	1.59	288	1019	0.1597	407	420
H234	1.72	288	1030	0.1734	429	430

表 3. 1. 2-31 316NG ステンレス鋼 BWR 環境 288°Cの近似結果

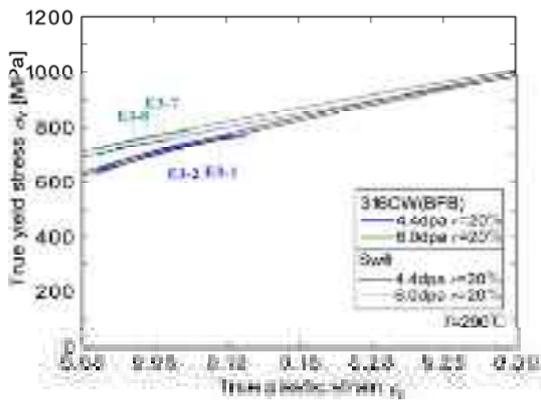
No.	d [dpa]	T [°C]	C [MPa]	ε_0	$C\varepsilon_0^{0.5}$ [MPa]	$\sigma_{0.2}$ [MPa]
W033	0	288	896	0.0128	101	154
W034	0	288	903	0.0127	102	151
W133	0.85	288	1076	0.0771	299	312
W134	0.81	288	1071	0.0758	295	311
W231	1.21	288	1039	0.111	346	352
W235	1.51	288	1064	0.112	357	353

表 3. 1. 2-32 316L ステンレス鋼 室温の近似結果

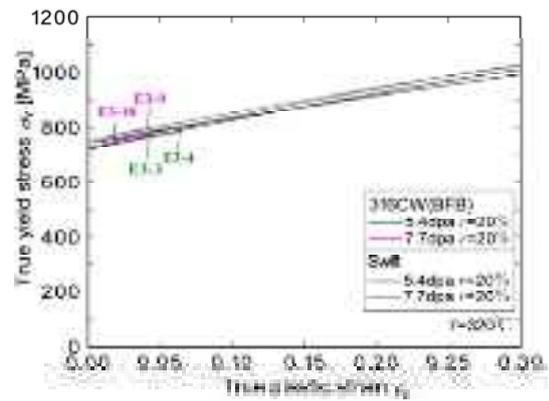
No.	d [dpa]	T [°C]	C [MPa]	ε_0	$C\varepsilon_0^{0.5}$ [MPa]	$\sigma_{0.2}$ [MPa]
316-1	0	18°C	1267	0.0317	225	227
316-2	0	15°C	1254	0.0361	238	253
A140	0.69	22°C	1317	0.128	472	448
A131	0.95	22°C	1359	0.163	549	530
A340	4.52	20°C	1386	0.350	820	845
A335	5.4	21°C	1377	0.349	814	839

表 3. 1. 2-33 SUS316L ステンレス鋼 BWR 環境 288°Cの近似結果

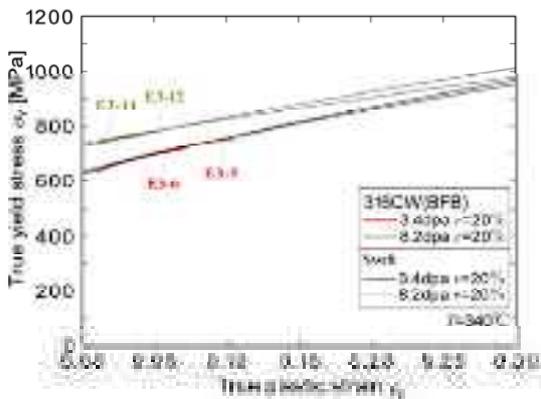
No.	d [dpa]	T [°C]	C [MPa]	ε_0	$C\varepsilon_0^{0.5}$ [MPa]	$\sigma_{0.2}$ [MPa]
316-3	0	288	999	0.0406	201	169
316-4	0	288	1031	0.0311	182	198
A141	0.71	288	1080	0.0792	304	302
A135	0.91	288	1077	0.103	346	351
A344	4.48	288	1076	0.305	594	609
A337	5.2	288	1047	0.364	632	637



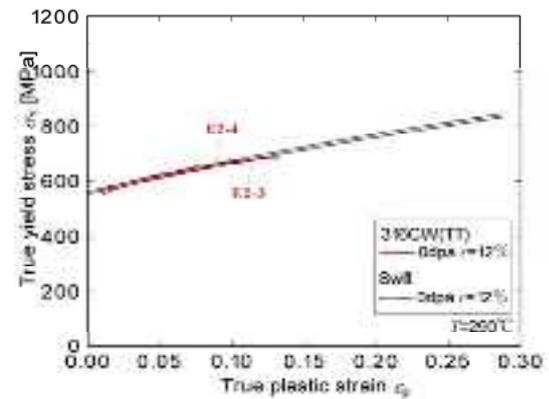
(a) 316 ステンレス鋼, $r = 20\%$, 290°C



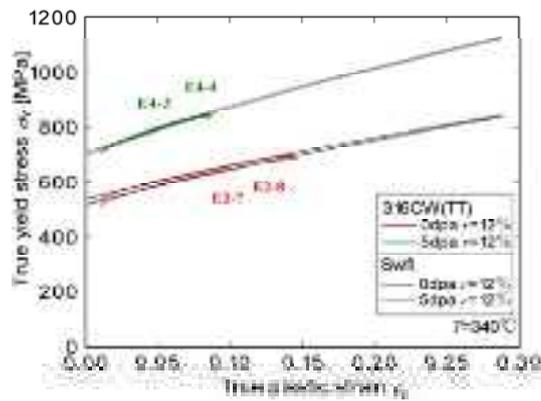
(b) 316 ステンレス鋼, $r = 20\%$, 320°C



(c) 316 ステンレス鋼, $r = 20\%$, 340°C



(d) 316 ステンレス鋼, $r = 12\%$, 290°C



(e) 316 ステンレス鋼, $r = 12\%$, 340°C

図 3. 1. 2-36 PWR 環境における照射材のひずみ硬化曲線と近似結果

表 3.1.2-34 バッフルフォーマーボルト 316 ステンレス鋼の近似結果

No.	d [dpa]	T [°C]	r [%]	C [MPa]	ε_0	$C\varepsilon_0^{0.5}$ [MPa]	$\sigma_{0.2}$ [MPa]
E3-1	4.4	290	20	1403	0.206	637	617
E3-2	4.4	290	20	1392	0.202	626	598
E3-7	6	290	20	1298	0.301	713	683
E3-8	6	290	20	1276	0.295	692	671
E3-3	5.4	320	20	1296	0.309	720	701
E3-4	5.4	320	20	1196	0.387	744	726
E3-9	7.7	320	20	1270	0.352	753	736
E3-10	7.7	320	20	1331	0.298	727	712
E3-5	3.4	340	20	1301	0.239	635	598
E3-6	3.4	340	20	1350	0.216	627	598
E3-11	8.2	340	20	1179	0.391	737	707
E3-12	8.2	340	20	1289	0.317	726	702

表 3.1.2-35 シンプルチューブ 316 ステンレス鋼の近似結果

No.	d [dpa]	T [°C]	r [%]	C [MPa]	ε_0	$C\varepsilon_0^{0.5}$ [MPa]	$\sigma_{0.2}$ [MPa]
E2-3	0	290	12	1180	0.227	562	464
E2-4	0	290	12	1166	0.225	553	471
E4-1	4	290	12	-	-	-	962
E4-2	4	290	12	-	-	-	950
E2-7	0	340	12	1225	0.180	519	439
E2-8	0	340	12	1208	0.199	539	458
E4-3	5	340	12	1636	0.183	700	642
E4-4	5	340	12	1637	0.187	708	663

以上の結果をまとめる。BWR データに対するひずみ硬化係数 C と照射量 d の関係を図 3.1.2-37 に示す。同図 (a) は 288°C 引張の結果で、(b) は室温引張なのであるが、いずれも照射量に対して、ほぼ一定の結果となった。ただし、室温の方が降伏応力が高いため、 C も大きくなった。一方、ひずみ定数 ε_0 と照射量 d の関係を図 3.1.2-38 に示す。照射量に対して降伏応力が飽和するように、指数関数で ε_0 の変化を近似すると、次式が得られる。

$$C = 1029 \text{ MPa}, \quad \varepsilon_0 = 0.5040 - 0.4809 \exp(-d/4.564) \quad \text{at } 288^\circ\text{C} \quad (3.1.2-18)$$

$$C = 1327 \text{ MPa}, \quad \varepsilon_0 = 0.3809 - 0.3479 \exp(-d/2.049) \quad \text{at R.T.} \quad (3.1.2-19)$$

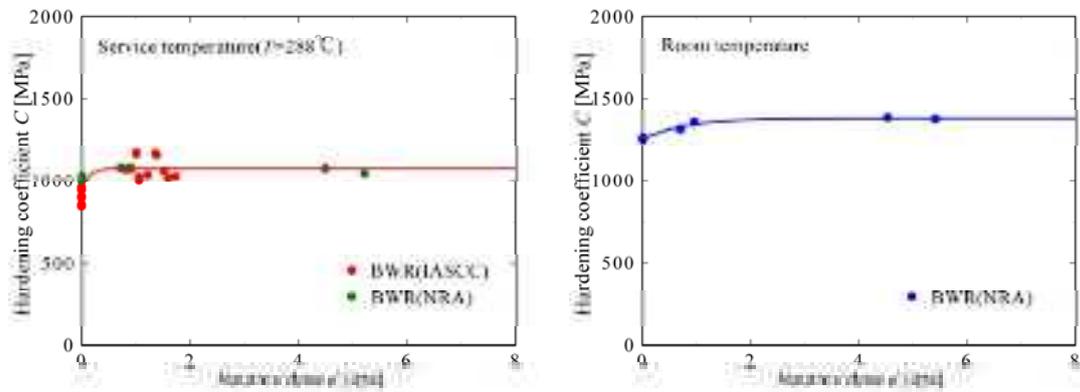
ただし、図 3.1.2-37 に示したように、ひずみ定数 ε_0 と照射量 d の関係では、温度の影響が小さいので、室温と 288°C のデータを合わせて近似すると、次式が得られる。

$$\varepsilon_0 = 0.5074 - 0.4797 \exp(-d/4.614) \quad (3.1.2-20)$$

よって、BWR の場合、 $C = 1029 \text{ MPa}$ で一定とし、 ε_0 は式(3.1.2-4)を使用すればよい。

一方、PWR データに対するひずみ硬化係数 C と照射量 d の関係を図 3.1.2-39 に示す。同図 (a) はバッフルフォーマーボルト、(b) はシンプルチューブの結果である。いずれも大きな変化は無く、照射量 d の影響、冷間加工率 r の影響も不明である。ひずみ定数 ε_0 と照射量 d の関係を図 3.1.2-40 に示す。バッフルフォーマーボルトとシンプルチューブで傾向が

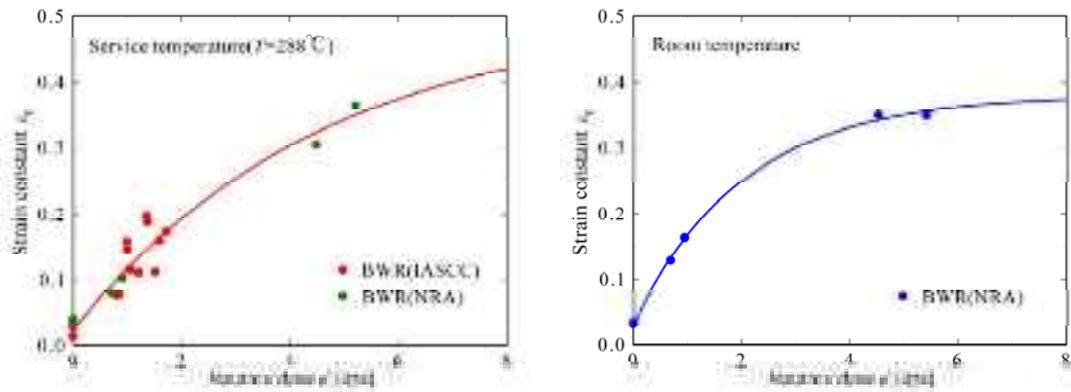
異なり、照射量 d の影響、冷間加工率 r の影響は不明である。



(a) BWR 環境 288°C

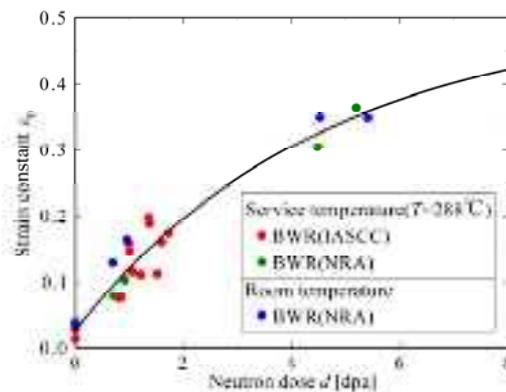
(b) BWR 環境 室温

図 3.1.2-37 ひずみ硬化係数 C の変化 (BWR 環境)



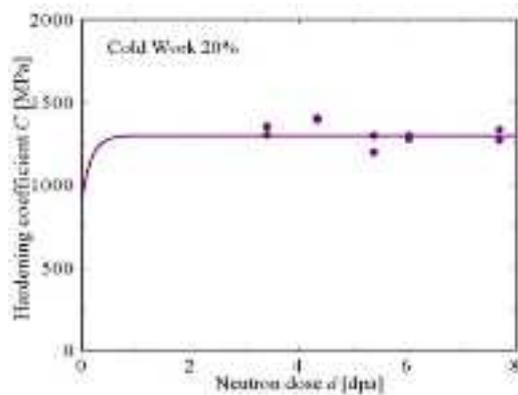
(a) 288°C

(b) 室温

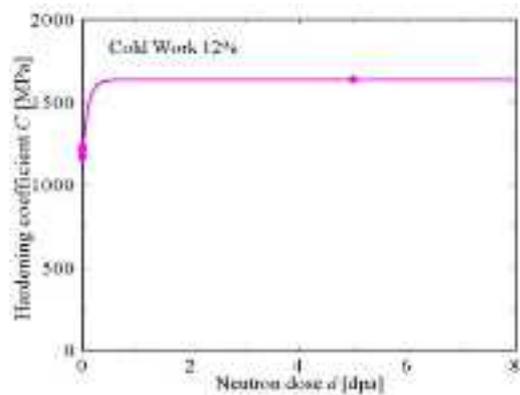


(c) 室温と 288°C の混合

図 3.1.2-38 ひずみ定数 ϵ_0 の変化 (BWR 環境)

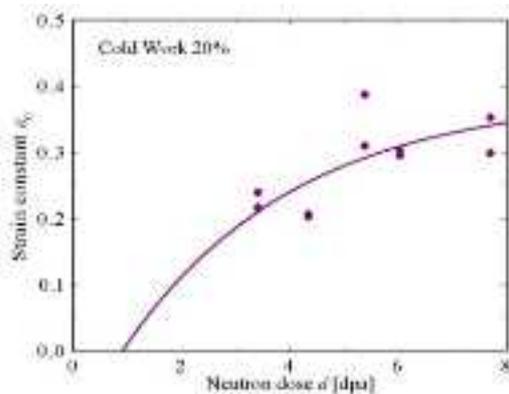


(a) バッフルフォーマーボルト

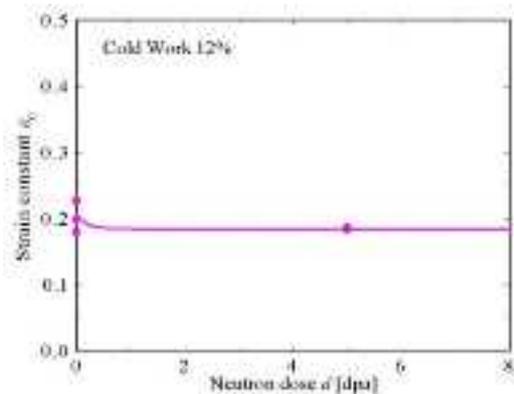


(b) シンプルチューブ

図 3.1.2-39 ひずみ硬化係数 C の変化 (PWR 環境)



(a) バッフルフォーマーボルト



(b) シンプルチューブ

図 3.1.2-40 ひずみ定数 ϵ_0 の変化 (PWR 環境)

以上より、BWR に対しては予測式の作成が可能であるが、PWR のデータは冷間加工の影響と温度の影響が不明であり、予測式は作成できないことがわかった。ここで、BWR に的を絞る。実際の高経年化プラントの評価において、実機材のデータ（降伏応力）が利用できる場合、降伏応力を起点として、予測式ができると便利である。一方、実機材データが無い場合は、照射量から降伏応力を予測できると良い。そこで、文献データ⁴⁵に基づき、照射量 d と初期降伏応力 σ_{Y0} の関係を求めると、平均曲線として、次式が得られる。

$$\sigma_{Y0} = 824.1 - 612.6 \exp(-d/2.506) \quad (3.1.2-21)$$

一方、表 3.1.2-29 から表 3.1.2-33 の結果を、初期降伏応力で整理したものを図 3.1.2-41 に示す。ただし、室温のデータは除いた。これらの関係より、近似定数 C と ϵ_0 は次式で近似できる。

$$C = 0.4614\sigma_{Y0} + 878.3 \quad (3.1.2-22)$$

⁴⁵ G.S. Was, 11th EDM, p.965 (2003).

$$\varepsilon_0 = 6.539 \times 10^{-7} \sigma_{Y0}^2 \quad (3.1.2-23)$$

以下の数値計算例では、式(3.1.2-5)～(3.1.2-7)を用いて、照射量 d から、真応力の定義でのひずみ硬化曲線を決定する。

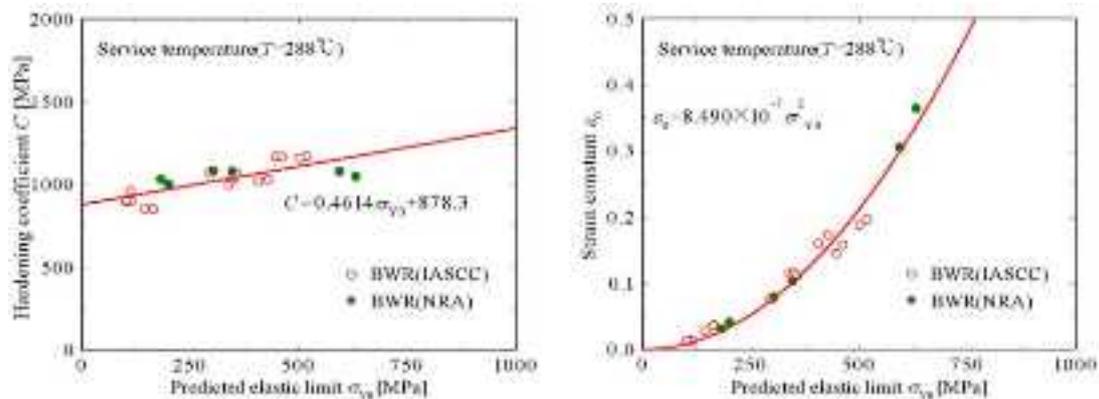


図 3.1.2-41 ひずみ硬化係数とひずみ定数と初期降伏応力の関係

(b) 問題の設定

確率論的破壊評価法の検証を行うため、数値計算例として、図 3.1.2-42 に示す片側き裂有限平板の引張問題を対象とする。ただし、薄板の容器や配管の縦断面であると想定し、平面ひずみ状態を仮定する。対称性を利用し、き裂より上半分のみ解析する。板幅は $W=10$ mm、高さは $H=20$ mm とし、上端に一樣引張応力 σ_0 を負荷する。き裂長さは、後述の通り、 $a=2$ mm を平均値としてばらつかせる。これは非破壊試験のばらつきを考慮するものである。有限要素解析には汎用コード Abaqus を使用し、微小変形を仮定する。

有限要素には 4 節点アイソパラメトリック要素を用い、図 3.1.2-42(c) のように、き裂先端から放射状にメッシュを切る。ただし、き裂先端は半径 $1 \mu\text{m}$ の円状切欠きとする。き裂長さはばらつきにより変化するので、き裂先端まわりのメッシュをユニット化し、き裂長さに合わせて移動させ、残りの部分を長方形で分割する。

負荷応力 σ_0 の最大値は極限荷重程度に設定する。増分解析のステップ数は 100 とし、最初の 20 ステップで、最大値の 80% を負荷し、残りの 20% を 80 ステップで解析する。これにより、後述の破壊靱性値による破壊判定の精度を保証する。J 積分の積分径路は図 3.1.2-43 に示すように 10 径路取り、最も外側の値を用いる。荷重ステップごとに得られる J 積分値を後述の破壊靱性値 J_{Ic} と比較し、 J_{Ic} を通過するステップの前後で、図 3.1.2-44 のように J 積分値を線形内挿し、 J_{Ic} と交わる点の負荷応力 σ_0 を弾塑性破壊荷重 σ_{cr} とする。

材料特性は、上で求めた BWR 環境のひずみ硬化曲線を用いる。ただし、以下の通り、ばらつきを設定する。ばらつきを持たせる確率変数は、き裂長さ a 、照射量 d 、初期降伏応力 σ_{Y0} 、破壊靱性値 J_{Ic} の 4 つとする。初期降伏応力は式(3.1.2-5)に基づき、次式によりばらつきを考慮する。

$$\sigma_{y0} = 824.1 - 612.6 \exp(-d/2.506) + \delta\sigma_{y0} \quad (3.1.2-24)$$

ただし、 $\delta\sigma_{y0}$ は平均値を 0 とする確率変数である。照射量 d も確率変数であるため、初期降伏応力は、材料自身のばらつきと照射量のばらつきを両方含んでいる。一方、破壊靱性値は NUREG 式⁴⁶を下限として、次式によりばらつきを持たせる。

$$J_{Ic} = 7.5 + 110 \exp(-0.35d^{1.4}) + \delta J_{Ic} \quad (3.1.2-25)$$

ここで、上式第 1 項と第 2 項で下限値を表しているので、ばらつきを表す確率変数の δJ_{Ic} はばらつきの分だけ、平均値の増加分を含む。本例では、標準偏差の 3 倍を δJ_{Ic} の平均値とする。

また、微小変形を仮定するので、ひずみ硬化曲線を公称応力に直す必要がある。上の手順により求められた定数 C と ε_0 を用いて、公称降伏応力 σ_{Yn} と公称塑性ひずみ ε_{pn} の関係は次式で表される。

$$\sigma_{Yn} = \frac{C \left[\varepsilon_0 + \ln(1 + \varepsilon_{pn}) \right]^{0.5}}{(1 + \varepsilon_{pn})} \quad (3.1.2-26)$$

上式は上限値を持つので、上限点を引張強さとし、それ以降はひずみ硬化しない（降伏応力一定）として、有限要素解析の弾塑性材料特性の入力とする。ヤング率 E は EPRI MRP-135⁴⁷ に基づき BWR 環境相当の 174 GPa とし、ポアソン比 ν は 0.3 とする。

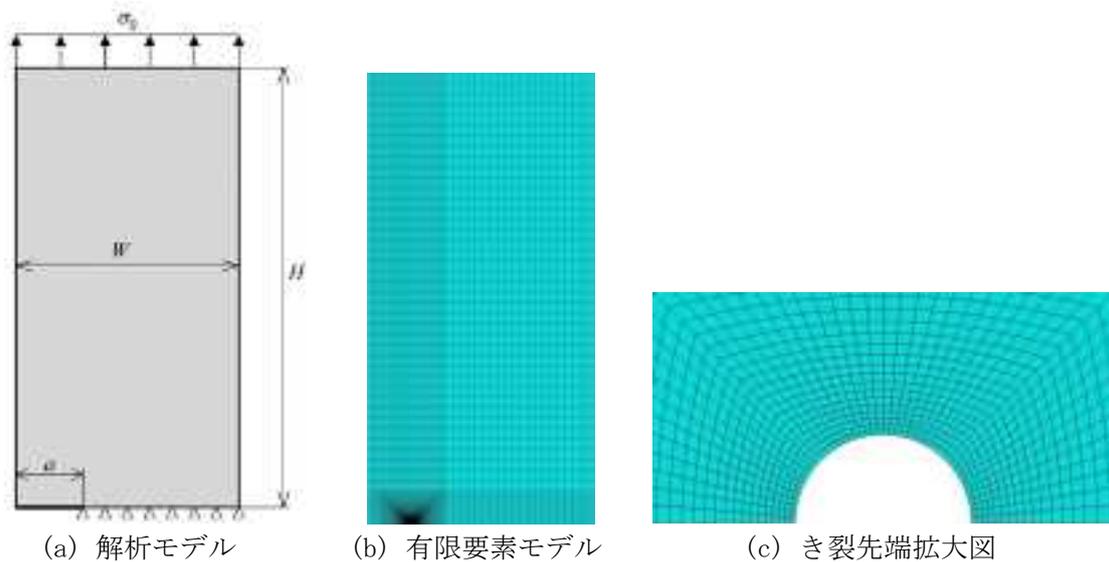


図 3.1.2-42 片側き裂を有する有限平板

⁴⁶ O.K. Chopra. Degradation of LWR Core Internal Materials Due to Neutron Irradiation, NUREG / CR-7027, p.72 (2010).

⁴⁷ EPRI MRP135-Rev.1, Material Reliability Program: Development of Material Constitutive Model for Irradiated Austenitic Stainless Steels, p.3-8 (2010).

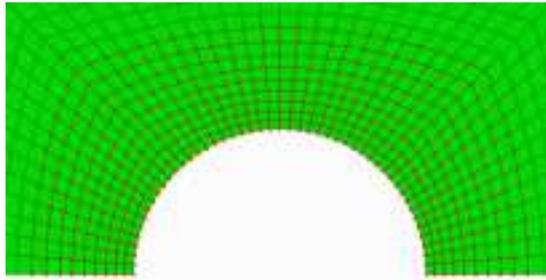


図 3.1.2-43 積分径路

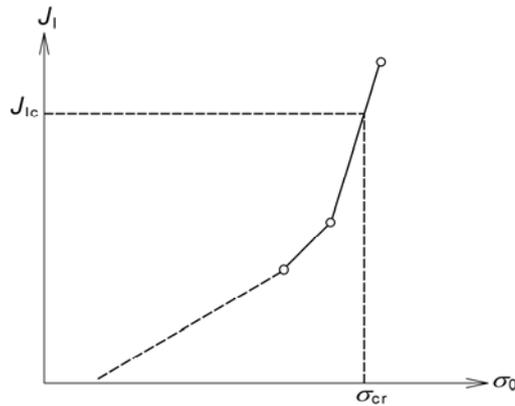


図 3.1.2-44 弾塑性破壊荷重の定義

表 3.1.2-36 確率変数のばらつきの設定

	Case A		Case B		Case C	
	Mean	S.D.	Mean	S.D.	Mean	S.D.
d [dpa]	0	0	3.00	0.3	10.0	1
$\delta\sigma_{Y0}$ [MPa]	0	23.8	0	69.4	0	61.8
δJ_{ic} [kJ/m ²]	132	44.1	177	58.8	71.2	23.7
a [mm]	2.00	0.20	2.00	0.20	2.00	0.20

弾塑性破壊荷重のばらつきを評価するため、モンテカルロシミュレーションを実施する。手動で有限要素メッシュの変更を行うことを加味し、試行回数は40回とする。確率変数のばらつきは正規分布に従うと仮定し、平均値を標準偏差を表3.1.2-36のように設定する。ただし、降伏応力および破壊靱性値のばらつきは、前出の文献データに基づき、過剰な変動を防ぐため、最大の振れ幅を標準偏差の3倍と仮定して、標準偏差を決定した。照射量の異なるCase A~Cの3つの場合それぞれについて、正規乱数発生プログラムを用いて40個の数値を掃き出し、それぞれについて有限要素解析を実施した。

(c) 解析結果と考察

Case A、B、Cについて、それぞれ40セットの乱数を発生させ、得られた公称応力でのひずみ硬化曲線を図3.1.2-45に示す。引張強さが分かり易いように、曲線は最大点で打ち

切っている。図中の表はそれぞれの結果から計算した平均値と標準偏差である。試行回数が40回しかないため、設定した平均値、標準偏差とはやや異なるが、差は無視できる程度であった。Case BとCの場合、初期降伏応力は照射量によってもばらつくので、40回の標準偏差と設定値との差が大きくなっている。しかし、その標準偏差はCase Aの約3倍あるものの、降伏応力の平均値も大きくなるため、変動係数にすると、Case AもBもCも、いずれも10%程度という結果であった。また、降伏応力が約900 MPa以上になると、式(3.1.2-8)の最大点が第2象限に入ってしまうため、ひずみ硬化が無くなり、一様伸びが無くなっている。このように、新しい応力-ひずみ曲線予測式は、照射材の実験結果と同様の傾向をうまく表現できている。

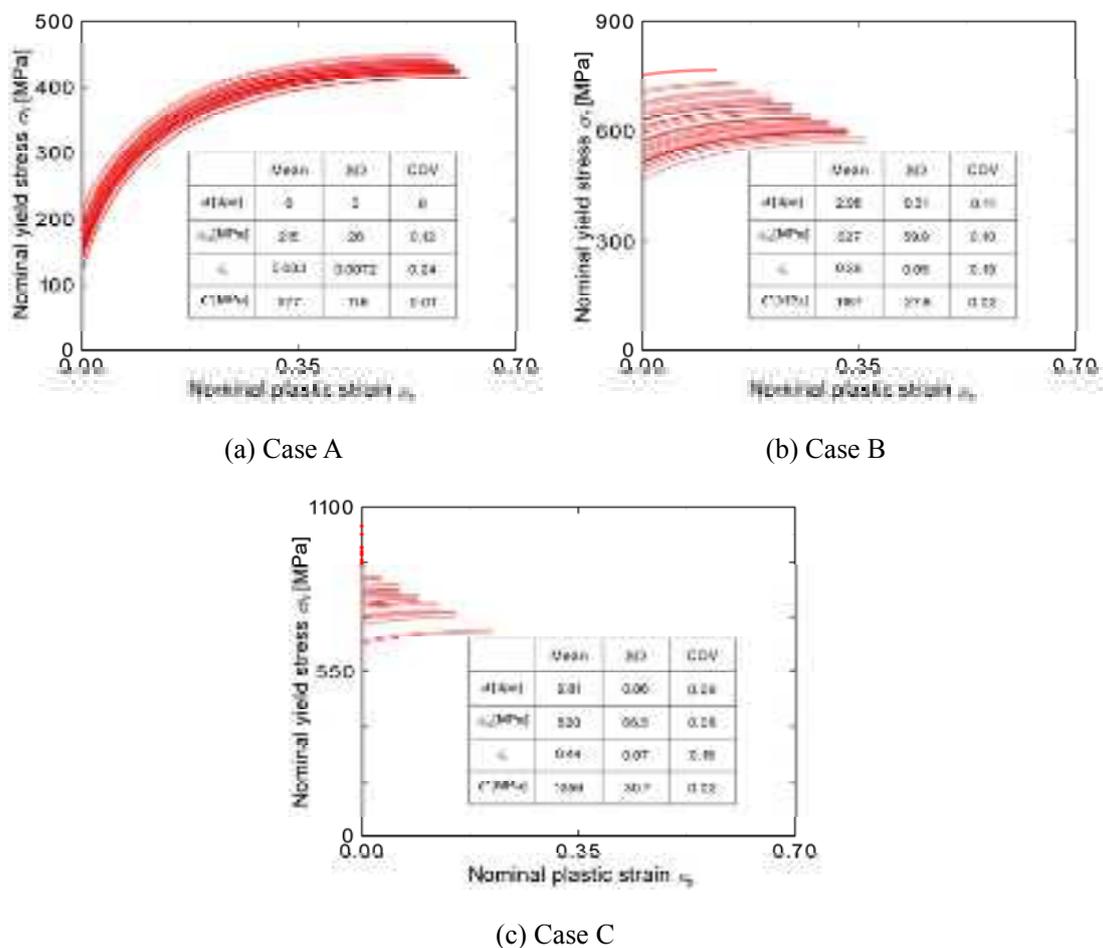


図 3.1.2-45 ひずみ硬化曲線のばらつき

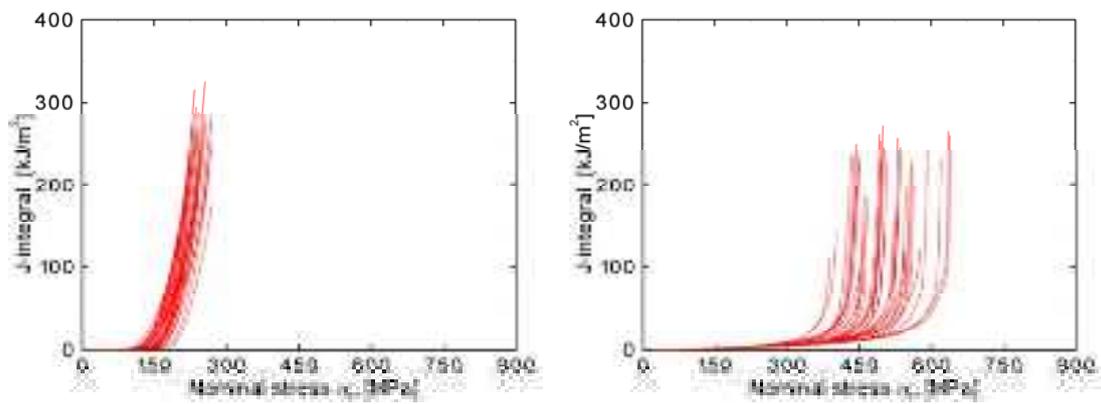
次に、微小変形2次元平面ひずみ弾塑性有限要素解析から得られた、荷重（負荷応力）とJ積分値の関係を図3.1.2-46に示す。各曲線は、J積分値が破壊靱性と等しくなった点で打ち切っている。よって、曲線の端点が延性き裂進展開始点としての破壊点を意味する。この点の荷重が弾塑性破壊荷重 σ_{cr} である。Case Aの場合、ひずみ硬化曲線と同様に、荷

重 - J 値曲線のばらつきは小さく、照射材の Case B と C の場合には、ばらつきが大きくなった。しかし、荷重 - J 値曲線は立ち上がりが鋭いため、破壊靱性値の変動に対する感度は低いことがわかる。つまり、弾塑性破壊荷重のばらつきは、破壊靱性値のばらつきよりも、降伏応力のばらつきによるものの方が大きいと言える。また、図 3.1.2-46 (c) のように照射量が多くなると、破壊靱性値が荷重 - J 値曲線の立ち上がり部分に近くなり、き裂先端の塑性域が広がり、J 値が急激に上昇するところで破壊が開始することとなる。よって、照射量が更に多くなると、弾塑性破壊から脆性破壊に変わり、曲線の勾配が小さい初期の直線的な部分で破壊開始することになるため、破壊靱性値のばらつきの影響は大きくなると思われる。

弾塑性破壊荷重のヒストグラムを図 3.1.2-47 に示す。ただし、縦軸は確率密度に換算してある。各 Case の 40 個の結果から求めた平均値と標準偏差を表 3.1.2-37 に示す。本表からも、破壊靱性値のばらつきが変動係数で 0.2~0.35 あるのに対し、弾塑性破壊荷重の変動係数が 0.06~0.13 しかなく、ばらつきが小さいことがわかる。弾塑性破壊荷重 σ_{cr} の平均値と標準偏差から求めた正規分布確率密度を図 3.1.2-47 に実線で示した。Case A のみばらつきが小さく、鋭く高い確率密度分布であることがわかる。一方、Case B、C と照射量が多くなるにつれて、破壊荷重の平均値が上がるとともに、ばらつきが大きくなり、確率密度分布は扁平化することがわかる。き裂長さのばらつきは Case A~C の全てで等しいことを考慮すると、Case B と Case C で弾塑性破壊荷重のばらつきが大きいのは、降伏応力のばらつきの影響が大きいと言える。つまり、照射量のばらつきと材料自身のばらつきの相乗効果により、照射材の降伏応力は大きくばらつくため、弾塑性破壊荷重のばらつきが大きくなったものと考えられる。ただし、照射量が 10 dpa を超えると、上述の通り、破壊荷重のばらつきが更に大きくなるとともに、平均値が低下してくるため、変動係数は更に大きくなると思われる。弾塑性破壊荷重のばらつきの分布に関しては、概ね正規分布に近い分布となったが、正確な分布形状を求めるには、試行回数を更に増やす必要がある。

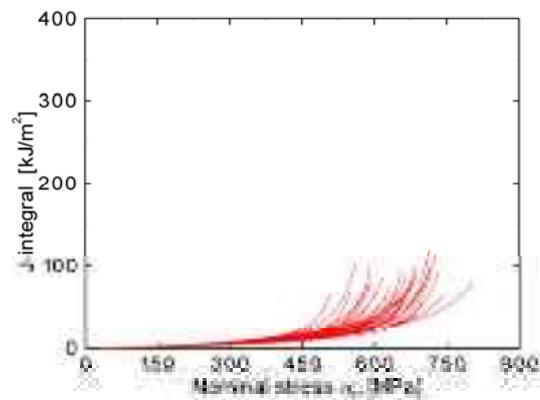
表 3.1.2-37 モンテカルロシミュレーションによる結果のばらつき

	Case A			Case B			Case C		
	Mean	S.D.	COV	Mean	S.D.	COV	Mean	S.D.	COV
σ_{Y0} [MPa]	215	26.0	0.12	627	59.9	0.10	820	66.5	0.08
J_{Ic} [kJ/m ²]	237	46.2	0.20	195	54.3	0.28	71.8	24.8	0.35
a [mm]	1.99	0.18	0.09	1.97	0.20	0.10	2.00	0.21	0.10
d [dpa]	0	0	-	2.98	0.31	0.11	9.81	0.86	0.09
σ_{cr} [MPa]	241	14.7	0.06	508	63.8	0.13	642	70.5	0.11



(a) Case A

(b) Case B



(c) Case C

図 3.1.2-46 J 積分値と弾塑性破壊荷重の関係

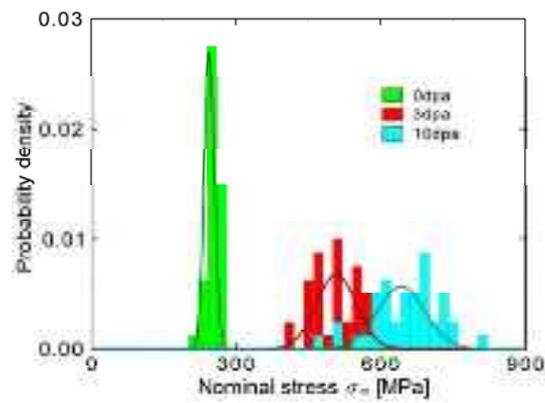
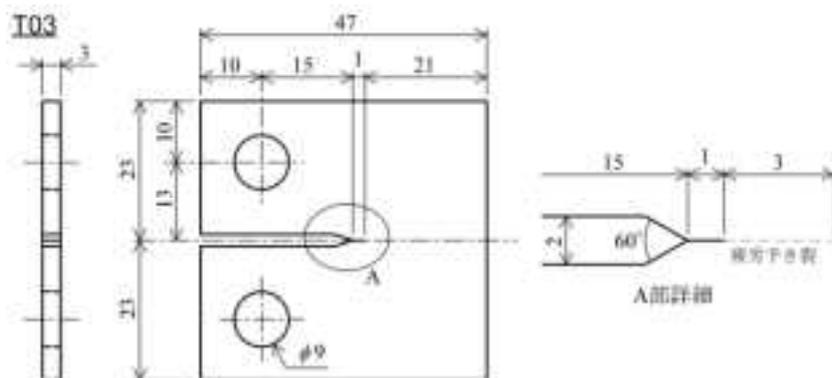


図 3.1.2-47 弾塑性破壊荷重のヒストグラム (確率密度分布)

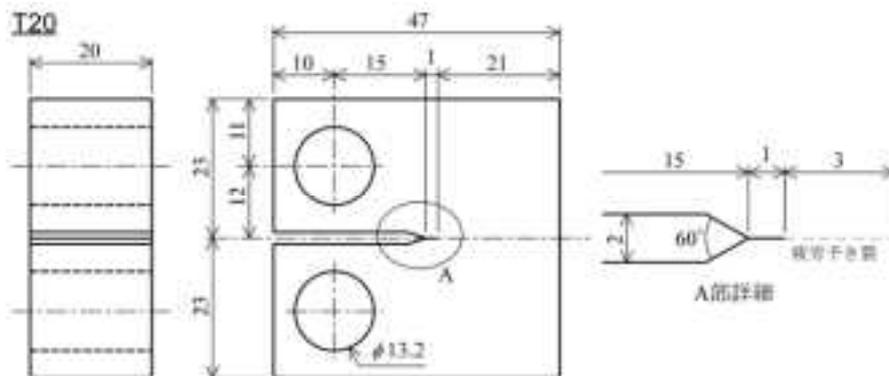
3) 低延性模擬材によるき裂先端破壊基準の検討

(a) 試験片

SUS316 オーステナイト系ステンレス鋼を用いる。照射劣化による硬化を模擬するため、冷間加工率 20%と 40%の 2 種類の冷間加工材を低延性模擬材として使用する。試験片はき裂面が圧延方向に直交するように (L-T 方向に) 採取した。CT 試験片の形状を図 3.1.2-48 に示す。板厚は 3 mm と 20 mm の 2 種類とし、冷間加工率 20%と 40%の材料で、それぞれ 2 本ずつ、合計 8 本の試験片を実験に使用した。後述の通り、本研究では画像相関法により、試験片表面のひずみ場を計測する。通常の破壊靱性試験では、厚板の CT 試験片を用いる必要があるが、き裂は拘束の強い内部から進展するため、表面のき裂進展は内部から進展の影響を大きく受ける。よって、き裂先端の破壊基準の検討に、厚肉試験片は適さない。そこで、内部と表面で差が出にくく、き裂前縁が同時に進展開始する薄板の CT 試験片を用意した。厚板 CT 試験片は、通常の破壊靱性試験における表面のひずみを確認するためのものである。CT 試験片はワイヤーカット放電加工により、図 3.1.2-48 の形状に切り出したのちに、疲労負荷を与え、1 mm の U 字ノッチ先端から更に 3 mm の予き裂を導入した。予き裂の状態と試験片番号を表 3.1.2-38 にまとめる。



(a) 薄板 CT 試験片



(b) 厚板 CT 試験片

図 3.1.2-48 CT 試験片の形状

表 3.1.2-38 試験片番号と疲労予き裂の状態

No.	冷間加工率 [%]	厚さ [mm]	疲労予き裂の状態
CW20-2, CW20-3	20	3.0	正常
CW20-5, CW20-6	20	20.0	正常
CW40-2, CW40-3	40	3.0	正常
CW40-4, CW40-5	40	20.0	CW40-5 は裏面の予き裂が長い

(b) 実験方法

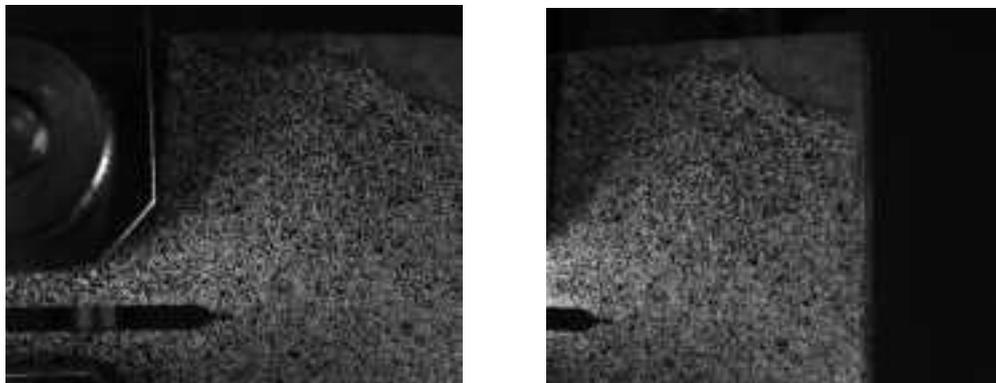
き裂先端のひずみ場を、非接触の全視野計測法であるデジタル画像相関法により計測する。計測には Correlated Solutions 社 デジタル 3D コリレーションシステム VIC-3D を用いる。本システムは2つのカメラにより、立体的な表面計測が可能である。実験の様子を図 3.1.2-49 に示す。また、撮影例を図 3.1.2-50 に示す。カメラの画素数は 2448×2048 pixels である。変形前後の物質点を特定するため、試験片には予め白と黒のランダム模様 (speckle pattern) を描いておく。具体的には、まず白のスプレーを前面に塗布し、その上から黒のスプレーを斑に塗布する。その際、黒点の寸法が計測の解像度となるので、ランダム模様が十分細かくなるように、スプレーを試験片から離して塗布した。破壊試験には島津製作所 引張試験機 AG-100kNG を用いた。



(a) 薄板 CT 試験片

(b) 厚板 CT 試験片

図 3.1.2-49 破壊靱性試験とカメラ計測の様子



(a) 左側カメラ画像

(b) 右側カメラ画像

図 3.1.2-50 2台のカメラによる撮影例

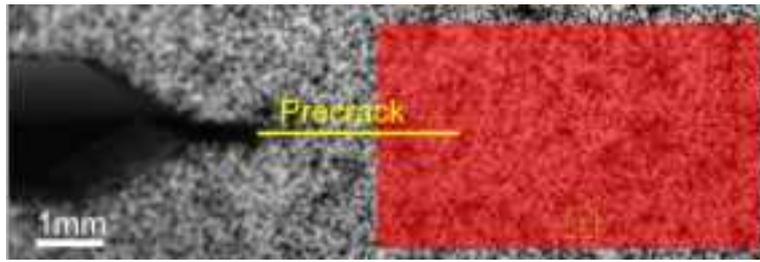


図 3.1.2-51 画像相関領域

破壊靱性試験を上記のカメラでビデオ撮影し、指定した時間間隔で静止画像を取り出し、画像相関法に用いる。本実験では、1秒毎に画像を取り出し、ひずみを計算した。引張試験機のクロスヘッド速度を2.0 mm/minとしたので、クロスヘッド変位 U を0.033 mm ごとに計測したこととなる。ひずみ計測にはまず、図3.1.2-51に示すように、画像内のひずみ計測領域を赤塗のように指定し、更に変位場を特定するためのパターンマッチングを行う正方形領域 (subset) の1辺の画素数を決める。本実験では、サブセットサイズを41×41 pixels とし、相関を取るピッチを1 pixel とした。よって、41×41 pixels のサブセットを1 pixel ずつ相関領域内を走査し、1 pixel 間隔のグリッドで変位が得られ、その変位場からひずみ場が求められる。なお、ひずみはGreen-Lagrange ひずみで計算される。

(c) 実験結果と考察

8本の破壊靱性試験から得られた荷重と荷重点変位の関係を図3.1.2-52に示す。CW20試験片よりCW40試験片の方が、最大荷重が高く、ピークの鋭い曲線となった。これは、CW40の方が冷間加工率が高いため、硬化量が大きく、材料が脆化傾向を示した結果である。なお、CW40-5は疲労予き裂が平行に入らず、奥側のき裂が長かったため、CW40-4と比して低い最大荷重となった。

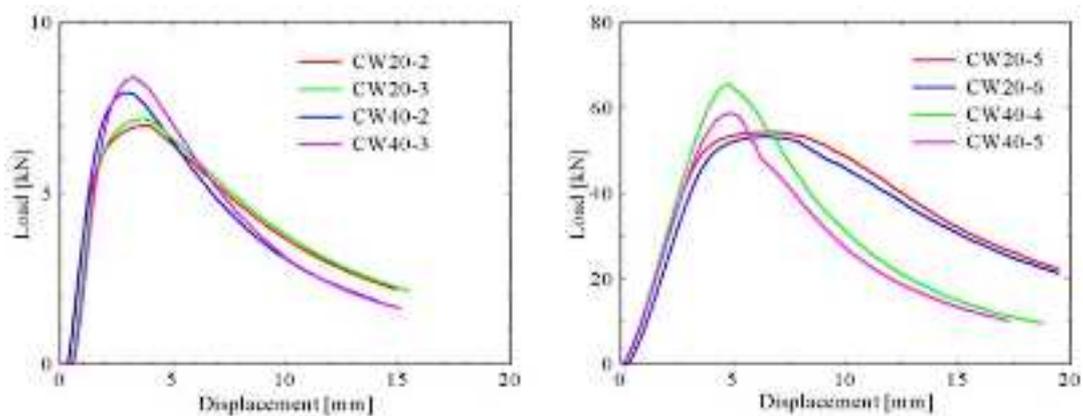


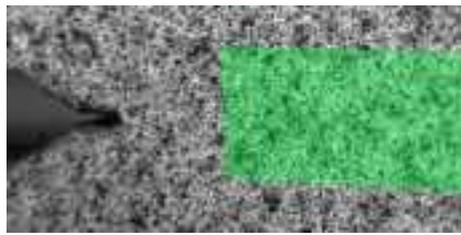
図 3.1.2-52 荷重と荷重点変位の関係

画像相関法から得られた荷重軸方向引張ひずみ E_{yy} の分布の例として、薄板 CT 試験片の結果を図 3.1.2-53 に、厚板 CT 試験片の結果を図 3.1.2-54 に示す。赤い部分がひずみの高い部位である。ひずみ計測の基準となる画像として、試験片に荷重が掛かり始める瞬間の画像を指定し、そのときのクロスヘッド変位を $U=0$ mm とした。このときの物質点の配置（初期配置）を基準配置とした。図には、疲労予き裂が確認できるようになった開口点、き裂先端が丸く鈍化した点、き裂が進展を開始した点、そして安定に進展し始めた点のひずみ分布を示した。参考までに、画像に対応する変位 U も示した。面外拘束の無い表面で計測しているため、塑性変形の 45° 滑り面の影響により、鈍化後のき裂から上下にき裂が分岐することがある。しかしながら、最終的には、いずれかが主き裂となり、安定成長を開始する。また、図 3.1.2-53 と図 3.1.2-54 の比較から、厚板 CT 試験片の方が、き裂開口量が大きく、き裂が進展開始する際の変位も大きいことがわかる。

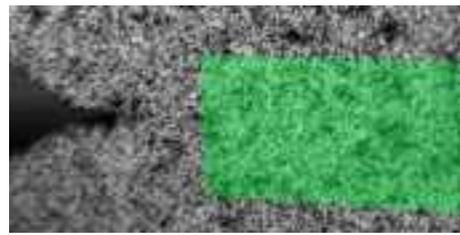
き裂先端からき裂延長線上のひずみを数値で取り出し、ひずみ分布を描く。ひずみ計測システム VIC-3D において、ひずみ分布のカラーコンター上で、直線を引くと、その線状のひずみや座標値などを数値として取り出せる。ただし、座標はその物質点の初期配置を意味する。き裂先端のひずみを評価する観点から、ひずみ分布は変形後の現在の座標系で描く必要があるため、座標値に変位を足すことにより、現在の座標（現配置）を得る。しかしながら、き裂先端は変形が激しく、相関が取れないため、ひずみだけでなく座標値も取り出せない。そこで、き裂先端から最も近い可計測点までの距離を、画像の画素数と解像度から計算し、この距離からき裂先端の現配置を得た。

現配置での、き裂先端からき裂延長線上のひずみ分布を、薄板 CT 試験片の結果は図 3.1.2-55 に、厚板 CT 試験片の結果は図 3.1.2-56 に示す。左側が計測された Green-Lagrange ひずみ E_{yy} の分布で、右側がそれを対数ひずみに換算した分布である。薄板 CT 試験片の方は、クロスヘッド変位で 0.5 mm 毎（15 秒毎）、厚板 CT 試験片の方は、1.0 mm 毎（30 秒毎）に示した。図中、ひずみが 0 になっている部分は、相関が取れなかった箇所である。CW20-3 試験片の結果は、ひずみ分布が不自然で、計測できていない点が多いが、これは試験中に試験片がずれてしまったため、カメラの焦点がずれて、画像がぼやけてしまったせいである。

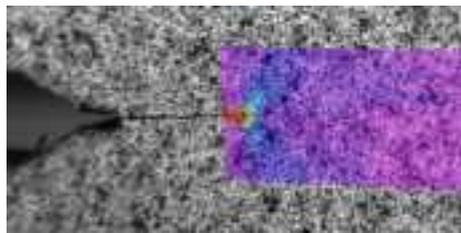
今ここで検証すべきは、破壊靱性値であるので、き裂が進展開始したときの、き裂先端のひずみが重要である。薄板から見ていくと、CW20-2 のき裂進展開始は、変位が 3.5 mm 程度の時であったので、図 3.1.2-55 (b) の分布から縦軸に外装すると、概ね 0.8 のあたりがき裂先端の対数ひずみとなる。また、CW40-2 と CW40-3 のき裂進展開始はそれぞれ約 3 mm と約 4 mm であったので、図 3.1.2-55 (f) と (h) でそれぞれ縦軸に外挿すると、概ね 0.6 のあたりがき裂先端の対数ひずみとなる。一方、厚板を見てみると、CW20-5 と CW20-6 のき裂進展開始はそれぞれ 9 mm と 11 mm であったので、図 3.1.2-56 (b) と (d) でそれぞれ縦軸に外挿すると、概ね 0.8 となる。また、CW40-4 と CW40-5 のき裂進展開始はそれぞれ 6 mm と 7 mm であったので、図 3.1.2-56 (f) と (h) でそれぞれ縦軸に外挿すると、概ね 0.6 となり、



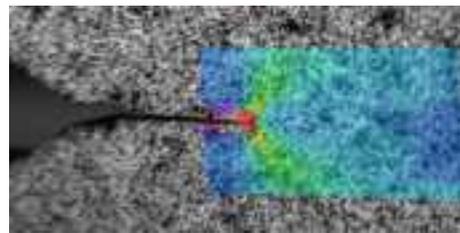
(a) 試験開始 ($U = 0$ mm)



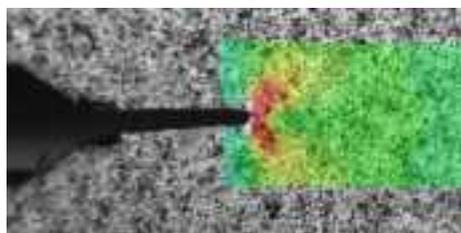
(f) 試験開始 ($U = 0$ mm)



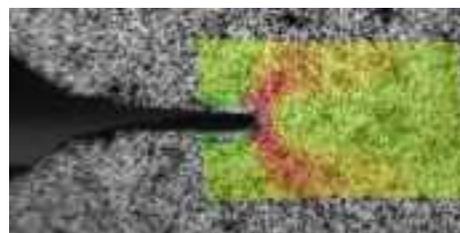
(b) き裂開口 ($U = 1.00$ mm)



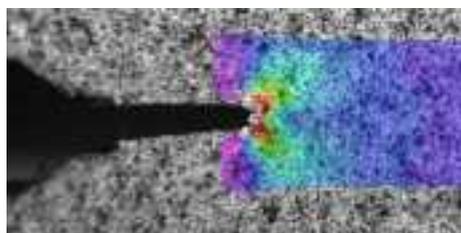
(g) き裂開口 ($U = 1.33$ mm)



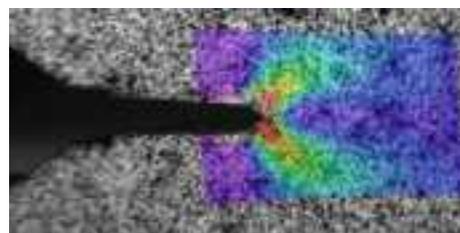
(c) き裂鈍化 ($U = 2.50$ mm)



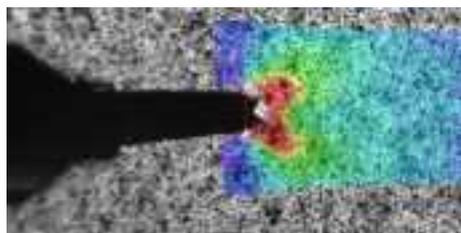
(h) き裂鈍化 ($U = 2.50$ mm)



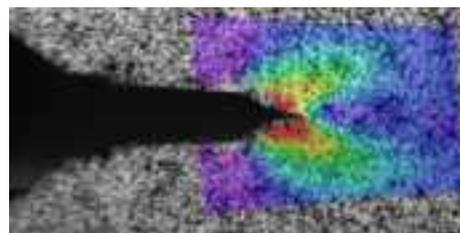
(d) 進展開始 ($U = 3.50$ mm)



(i) 進展開始 ($U = 3.17$ mm)



(e) 安定成長 ($U = 4.17$ mm)

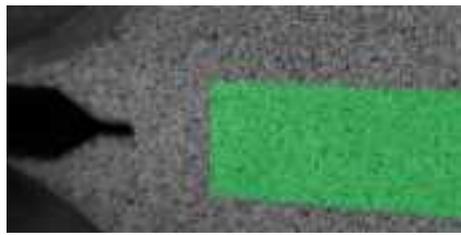


(j) 安定成長 ($U = 4.17$ mm)

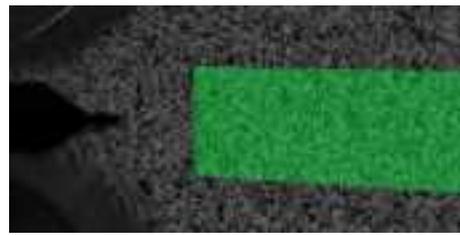
CW20-2

CW40-2

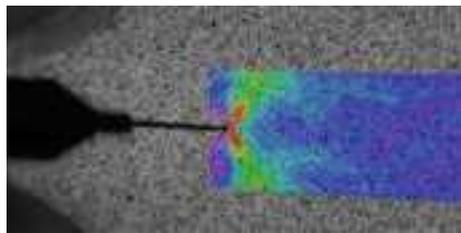
図 3.1.2-53 薄板試験片のき裂先端の軸方向引張ひずみ E_{YY} 分布



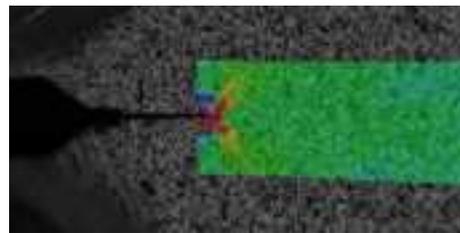
(a) 試験開始 ($U = 0$ mm)



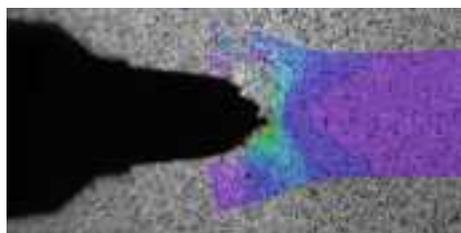
(f) 試験開始 ($U = 0$ mm)



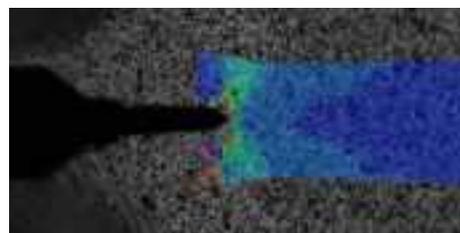
(b) き裂開口 ($U = 3.00$ mm)



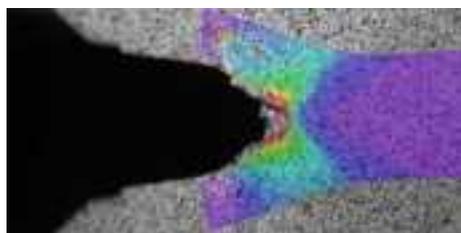
(g) き裂開口 ($U = 3.00$ mm)



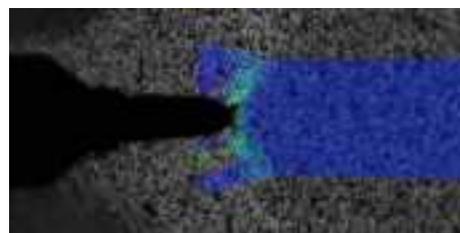
(c) き裂鈍化 ($U = 9.35$ mm)



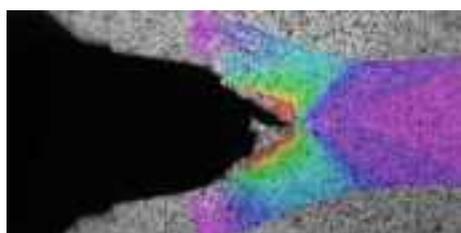
(h) き裂鈍化 ($U = 5.35$ mm)



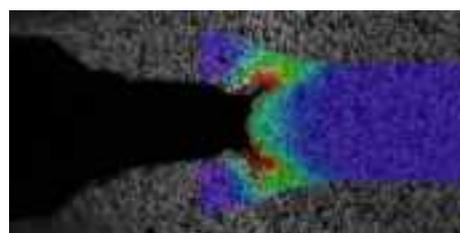
(d) 進展開始 ($U = 11.18$ mm)



(i) 進展開始 ($U = 6.18$ mm)



(e) 安定成長 ($U = 12.0$ mm)

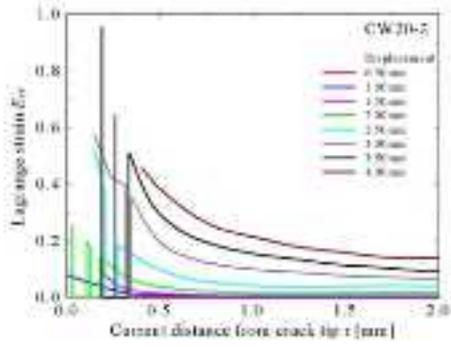


(j) 安定成長 ($U = 8.01$ mm)

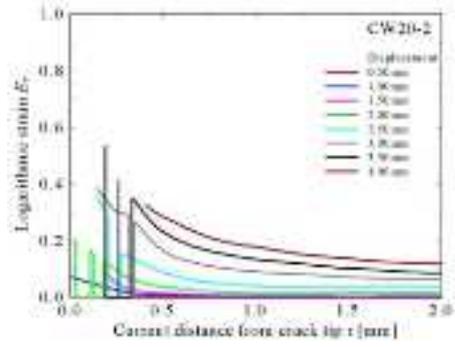
CW20-6

CW40-4

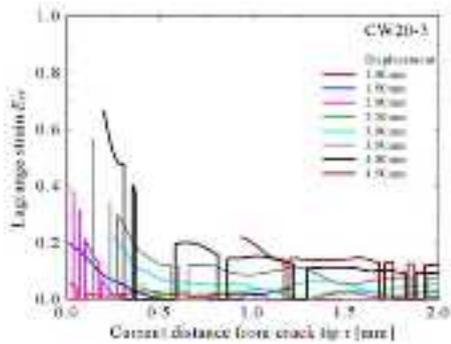
図 3.1.2-54 厚板試験片のき裂先端の軸方向引張ひずみ E_{YY} 分布



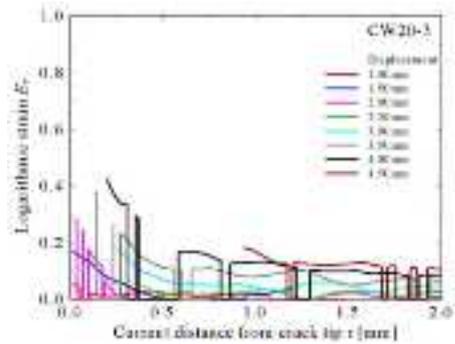
(a) CW20-2 の Green-Lagrange ひずみ



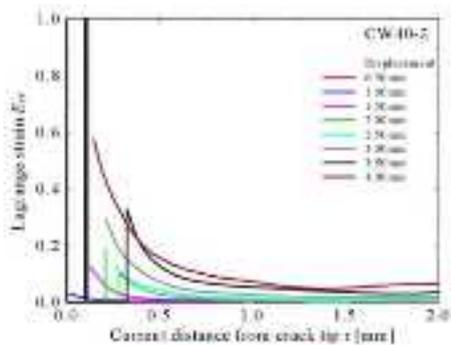
(b) CW20-2 の対数ひずみ



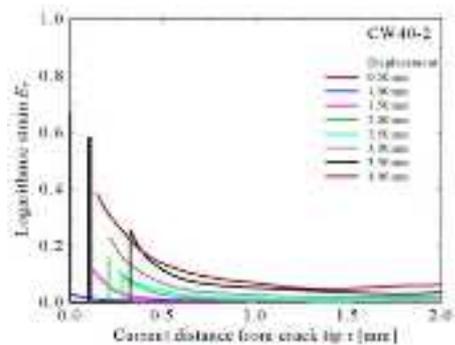
(c) CW20-3 の Green-Lagrange ひずみ



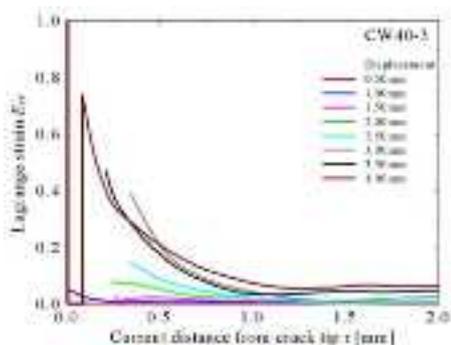
(d) CW20-3 の対数ひずみ



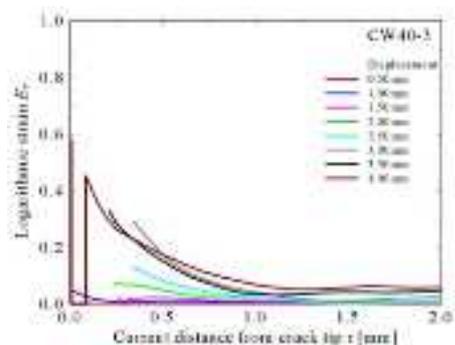
(e) CW40-2 の Green-Lagrange ひずみ



(f) CW40-2 の対数ひずみ

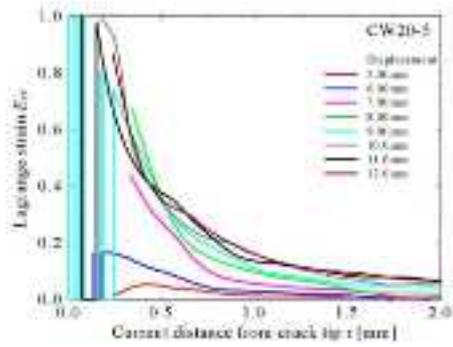


(g) CW40-3 の Green-Lagrange ひずみ

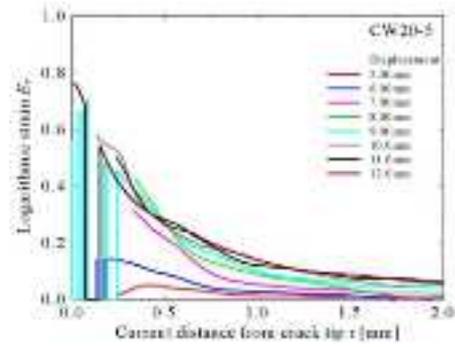


(h) CW40-3 の対数ひずみ

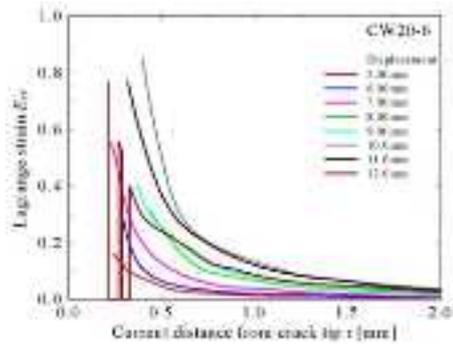
図 3.1.2-55 薄板 CT 試験片のき裂延長線上引張ひずみ分布



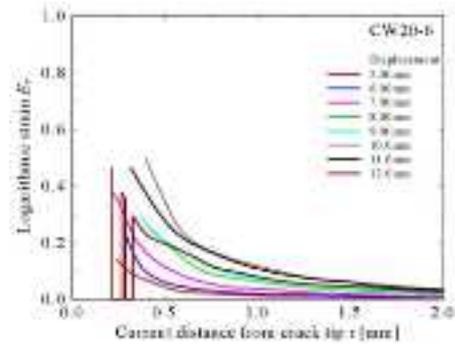
(a) CW20-5 の Green-Lagrange ひずみ



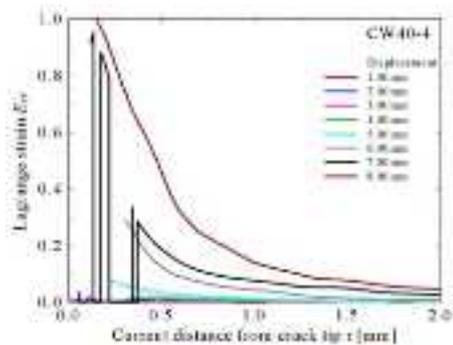
(b) CW20-5 の対数ひずみ



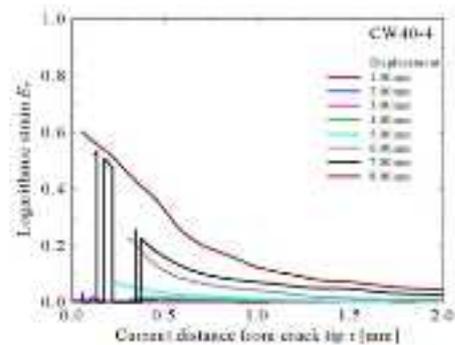
(c) CW20-6 の Green-Lagrange ひずみ



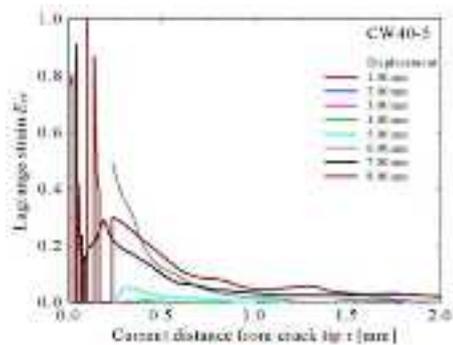
(d) CW20-6 の対数ひずみ



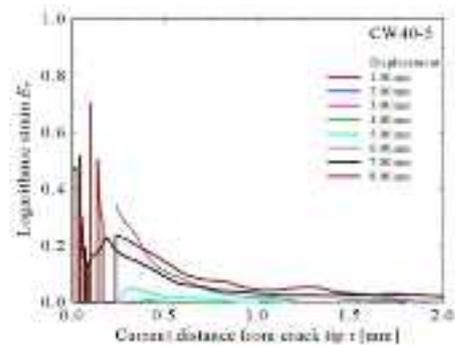
(e) CW40-4 の Green-Lagrange ひずみ



(f) CW40-4 の対数ひずみ

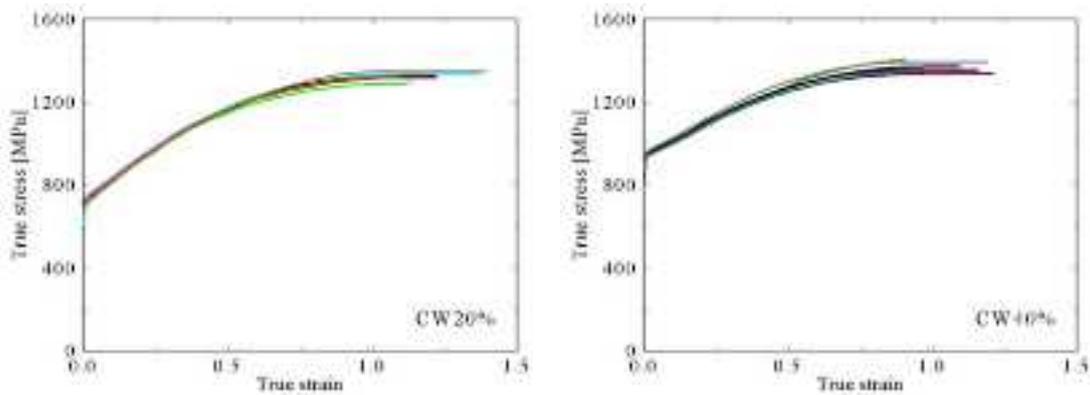


(g) CW40-5 の Green-Lagrange ひずみ



(h) CW40-5 の対数ひずみ

図 3.1.2-56 厚板 CT 試験片のき裂延長線上引張ひずみ分布



(a) 冷間加工率 20%

(b) 冷間加工率 40%

図 3.1.2-57 SUS316CW 低延性模擬材の真応力 - 真ひずみ曲線

薄板と厚板に関わらず、CW20 は約 0.8、CW40 は約 0.6 がき裂進展開始時のき裂先端の対数ひずみであった。比較のため、同じ材料の引張試験から得られた真応力 - 対数ひずみ曲線を図 3.1.2-57 に示す。これは、画像相関法によるネッキング部のひずみ計測と、有限要素解析による応力同定により評価された曲線である。これらの結果より、CW20 の真破断ひずみは 1.2~1.3 程度であるのに対し、CW40 の真破断ひずみは 0.9~1.2 程度である。よって、CW40 の方が CW20 に比べて真破断ひずみが 0.2 ほど低いと言える。破壊靱性試験においても、き裂先端の破断ひずみは CW20 と CW40 で 0.2 程度の差があり、引張試験の結果と整合するが、絶対値としては、き裂先端の方が引張試験より 0.4 ほど低い破断ひずみであった。

以上より、図 3.1.2-53 と図 3.1.2-54 で示したように、薄板と厚板で、き裂進展時のき裂開口量は大きく異なったが、図 3.1.2-55 と図 3.1.2-56 で示した通り、き裂進展時のき裂先端ひずみに関しては、薄板と厚板で、ほとんど差が無いことが明らかとなった。更に、き裂進展開始後のひずみ分布は、ほぼ定常状態になることが、図 3.1.2-55 と図 3.1.2-56 よりわかり、このひずみ分布がき裂進展とともに移動していることが示された。これらのことより、き裂先端の局所的なひずみ（あるいは応力）が、き裂の破壊基準と成り得ることが証明された。ただし、画像相関法により厳密にき裂先端のひずみを計測することは困難であるため、破壊基準を定量的に定めることはできなかったが、次に示すように、有限要素解析によって定量的な検証を試みた。

(d) 有限要素解析による妥当性の検証

上述のひずみ計測結果の妥当性を検証するため、CT 試験片の弾塑性大変形有限要素解析を実施した。ただし、対象は薄板 CT 試験片のみとした。解析には汎用コード Abaqus を使用した。要素には 8 節点 6 面体 1 次要素を使用し、図 3.1.2-58 に示すように要素分割した。き裂先端は半径 1 μm の半円形の U 字ノッチとし、放射状に要素分割した。板厚方

向と上下方向の対称性を利用して、1/4 モデルを使用し、リガメント面と中央面は対称境界条件（単純支持）とした。ただし、剛体変位を固定するため、き裂前縁の中心点は完全拘束とした。また、引張荷重はピン穴の上端に一樣強制変位として与え、変位 $U = 3.0 \text{ mm}$ を 3000 ステップの等分割で計算するように設定した。材料特性には、図 3.1.2-57 (a) に示した CW20 の結果を用いた。

有限要素解析は強制変位 $U = 1.6 \text{ mm}$ まで計算できたが、次のステップで発散した。原因はき裂先端の要素が大きく引き伸ばされ、一部の要素が反転したためである。よって、強制変位 $U = 1.5 \text{ mm}$ のところで、ひずみを実験値と比較する。参考までに、強制変位 $U = 1.5 \text{ mm}$ のときの変形を図 3.1.2-59 に示す。ポアソン比の効果により、き裂先端の表面側は大きく窪んでいる。このときの、表面側のき裂延長線上のひずみを抽出し、ひずみの分布をみる。変形後のき裂先端からの距離に対する荷重軸方向ひずみ E_{YY} の分布を、図 3.1.2-60 に示す。比較のため、クロスヘッド変位 $U = 1.5 \text{ mm}$ に対する CW20-2 試験片と CW20-3 試験片のひずみ分布を併せて示した。有限要素の分割が不十分であったため、詳細な比較はできないが、画像相関法で計測したひずみ分布は、有限要素解析の結果と概ね一致しており、ひずみ計測の妥当性が示された。その一方で、画像相関法で計測できない、き裂先端の微小領域では、非常に高いひずみが生じていることが明らかとなった。

参考までに、有限要素解析から得られた、同じ場所の変形後のき裂先端からの距離に対する、荷重軸方向応力 S_{YY} とミーゼス相当応力の分布を図 3.1.2-61 に示す。要素分割が不十分であったため、要素サイズが切り替わる境界で鋭いピークの応力が現れているが、数値的な誤差である。また、き裂先端の要素が引き伸ばされて潰れている部分では、応力が真破断応力 1340 MPa （図 3.1.2-57 (a) 参照）を超えており、き裂の鈍化とともに、き裂先端では塑性すべりによる局所的な損傷が進展していることが推察される。今後、要素分割を最適化し、詳細な検討を行う必要があることが明らかとなった。

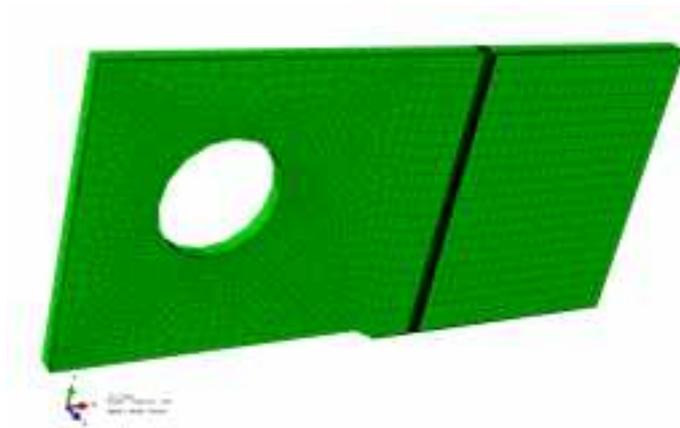


図 3.1.2-58 薄板 CT 試験片の有限要素モデル

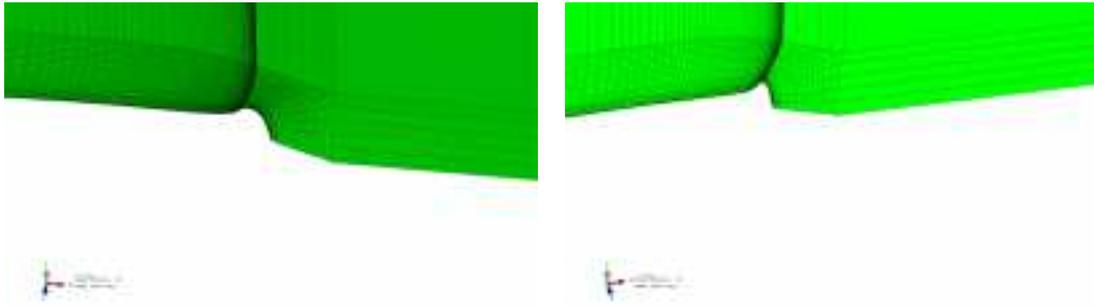


図 3.1.2-59 き裂先端まわりの変形図 ($U = 1.5 \text{ mm}$)

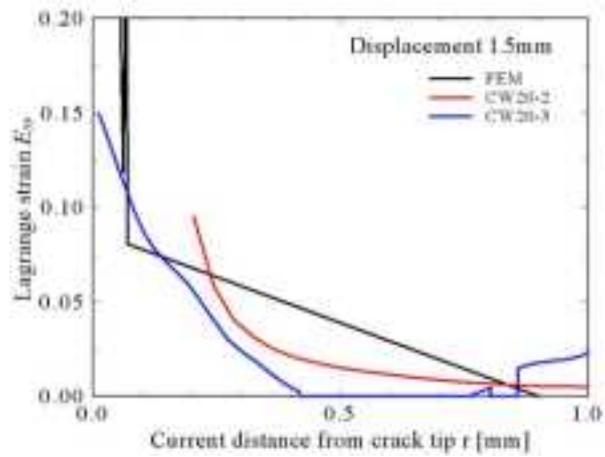


図 3.1.2-60 表面のき裂延長線上のひずみ分布 ($U = 1.5 \text{ mm}$)

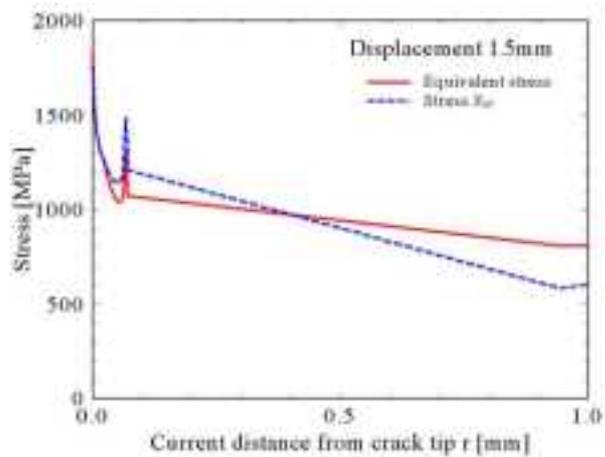


図 3.1.2-61 表面のき裂延長線上の応力分布 ($U = 1.5 \text{ mm}$)

4) まとめ

モンテカルロ法による確率論的弾塑性破壊評価法に関する検討と、画像相関法によるき裂先端ひずみ場計測とき裂先端破壊基準に関する検討を行った。確率論的破壊評価法の検討から、以下の知見を得た。

1. 本事業の照射材データベースに基づき、新たな応力-ひずみ曲線予測式を作成し、それに基づいて、材料特性のばらつきを表す数理モデルを提案した。
2. 数値計算例として、降伏応力、破壊靱性値、照射量、更なき裂長さのばらつきを考慮した確率論的弾塑性破壊評価を行い、手法の有効性を示した。
3. 数値計算例より、10 dpa 以下の照射量の場合、弾塑性破壊荷重のばらつきは照射の影響により増加するが、硬化により弾塑性破壊荷重の平均値も増加するため、変動係数で見ると 10%程度のばらつきに落ち着いた。
4. 破壊靱性値のばらつきは、ほとんど弾塑性破壊荷重のばらつきに影響せず、弾塑性破壊荷重のばらつきは降伏応力のばらつきに大きく依存した。ただし、10 dpa 以上の高照射域については、更に検討が必要である。
5. 降伏応力、破壊靱性値、照射量、き裂長さのばらつきをそれぞれ正規分布で表した場合、弾塑性破壊荷重のばらつきは概ね正規分布になるが、詳細な検討には、更にモンテカルロシミュレーションの試行回数を増やす必要がある。

また、破壊靱性試験のひずみ計測と、それに対応した弾塑性大変形有限要素解析より、以下の知見を得た。

1. 冷間加工率 20% (耐力 660 MPa) の場合、き裂先端の局所ひずみが対数ひずみで 0.8 程度になると、き裂は進展を開始した。
2. 冷間加工率 40% (耐力 860 MPa) の場合、き裂先端の局所ひずみが対数ひずみで 0.6 程度になると、き裂は進展を開始した。
3. 薄板 CT 試験片と厚板 CT 試験片では、き裂進展時のき裂開口量は大きく異なるが、き裂進展時のき裂先端の局所ひずみは、板厚に依存せず、ほぼ一定であった。よって、き裂先端の局所ひずみはき裂先端破壊基準と成り得る。
4. き裂進展開始後のき裂先端ひずみ場はほぼ定常になった。
5. 有限要素解析との比較から、画像相関法によるひずみ計測は十分な精度を有していた。
6. き裂進展開始時の応力を評価するため、有限要素分割を最適化した上で、き裂先端の大変形を解析する手法を確立する必要がある。

まとめ

炉内構造物の経年劣化評価法高度化に関して H25 年度事業により以下の成果を得た。

- ステンレス鋼照射材について、引張特性、破壊靱性、IASCC、応力緩和、スウェリングについて MS Excel 形式のデータベースの作成を完了した。
- 引張特性、応力歪関係については dpa をパラメータとした傾向式を作成し、破壊靱性については引張特性に基づくモデル式を検討した。また、照射炉や材料の異なるデータの共通傾向式の基礎検討を行った。
- 画像相関法等を適用した照射材試験を行い 12dpa までの真歪真応力データを拡充した。また、ヤング率が照射量にほとんど依存しないことを確認した。
- 画像相関法等によるステンレス鋼の局所歪・応力測定を行い、破壊機構検討のための結晶塑性解析モデルが妥当であることを確認し、破壊挙動のばらつき要因となりうる局所応力の範囲が照射量の増加により大きくなることを再確認した。
- 低延性模擬のステンレス鋼加工材の破壊靱性試験により、強度と破壊靱性の関係を把握した。また、画像相関法によるき裂先端局所歪測定に成功し延性き裂発生条件の検討に見通しを得た。
- 維持規格を念頭に置いた照射材の破壊評価法案を検討し、作成した照射材特性傾向式を用いて破壊強度の解析を行い、照射量の増加に伴う破壊強度の変化に関する結果を得た。
- 照射量、材料特性に加えてき裂寸法のばらつきを考慮したモンテカルロシミュレーションによる破壊強度のばらつきへの影響を検討し、照射量の増加に伴いばらつきが増加する結果を得た。