

平成30年度

リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究

活動報告書

平成31年3月

一般社団法人 日本機械学会

イノベーションセンター 研究協力事業委員会  
原子力の安全規制および対応にかかる調査分科会

動力エネルギーシステム部門  
リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会

# 平成 30 年度 リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会報告書

## 目 次

目 次	i
まえがき（活動内容の要旨）	ii
I 研究結果	
1. SA 設備のオンラインメンテナンスの考え方	I.1-1
2. 海外視察	I.2-1
II 提言	II-1
〈付録-1〉 委員名簿	付 1-1
〈付録-2〉 研究開催実績	
(1) 平成 30 年度リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会検討スケジュール	付 2.1-1
(2) 研究会、部会、WG 開催実績	付 2.2-1
参考資料（原子力安全合同シンポジウム）	
1. 米国における長期運転に向けた取組み	
2. 米国における RI-ISI への取組み（前編）	
3. 米国における RI-ISI への取組み（後編）	
4. 米国における RI-ISI への取組みと FLEX 機器運用によるリスク低減	

## まえがき（活動内容の要旨）

本研究会では平成23年度の福島第一原子力発電所事故発生後、シビアアクシデント及び原子力安全に関する様々な検討及び活動を行ってきた。その中には福島第一事故の経過の確認、及び原因の究明、過去にシビアアクシデントを起こした海外プラントの事故時の対応、及び事故後の短期、及び長期の対応について調査、欧米におけるシビアアクシデント対策の調査・検討、更には国内プラントでの新たな安全対策の一つであるフィルタ付きベントシステム(FCVS)に関する検討等がある。

これらの流れを踏まえ、本研究会では以下の項目に重点を置いて活動を行なった。

- 我が国で平成25年7月に施行された新規規制基準において、福島第一原子力発電所事故を受けてシビアアクシデントに対する規制の見直しが行われ、FCVSの設置が義務付けられ、FCVSに関する規制に関しても見直しが行われている。原子力発電所の安全性向上への取り組み・検討に資するため、中立・公正な立場より、欧州主要国におけるFCVSに対する事業者のプラント運用等に関する調査を行うとともに、国内における運用及び手順等の方針、課題について整理し、技術評価を実施した。これらの検討結果を規定当局に情報提供するとともに、学会発表や日本機械学会ホームページの掲載などにより情報公開を進めてきた。最終的に平成30年3月に報告書にまとめ、日本機械学会の出版承認手続きを経て、同年8月に、日本機械学会 編、フィルタベントワーキンググループ 著（主査 奈良林 直 監修）「フィルタベント～原子力安全の切り札を徹底解説～」として出版し、9月の日本機械学会年次大会の市民開放下事で、その本の内容を紹介した。
  
- 平成29年度は、新規規制基準対応として整備されている主にモバイル機器の保守管理や、運用を確立することが必要であるので、シビアアクシデント時の対応、特にモバイル機器の在り方や緊急時支援組織について、フランス、アメリカ、スイスの海外事例を訪問調査した。特に、アメリカで整備が進んでいるFLEXについて現地の発電所、SAFER 基地、規制当局との議論を通じて、発電所外における緊急支援の重要性を強く認識する事が出来た。フランス、スイスでも同様の支援組織と支援物資が国レベルで準備されている。
  
- また、工事認可取得後5年以内に設置が義務付けられている特定重大事故等対処施設（以下特重施設という）についても、海外事例の現地調査などを通じて、その位置づけを評価した。特に特重施設に対する保全の在り方について、協議・検討を行った。具体的には、スイスの原子力発電所などの調査を行った結果なども参考にした上で、

特重施設の規制要求上の位置付けを整理し、この成果を、報告書に取りまとめるとともに、日本機械学会ホームページに掲載した。

平成30年度は、これらの成果を踏まえ、「リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会」として新たにリスク低減を主体として取り組む研究会として再出発した。

福島事故後、国内の各原子力発電所ではさまざまな安全対応が進められてきており、これらの安全対策の有効性確認や作動の信頼性を確保するための保全対象機器や系統が増えたことから、リスクベースの保全活動、特にオンラインメンテナンスが必要となった。

なかでも、令和2年4月からは、原子力規制庁の規制検査は、米国 NRC の原子炉監督プロセス (ROP) が主体となり、検査方法も、機器や系統の検査は事業者検査、その検査の妥当性を規制側が規制検査で確認する。我が国では、プラント毎に設置されているモバイル機器を中心としたシビアアクシデント (SA) 対策とともに、恒設型の SA 機器もあり、これらの SA 機器をオンラインメンテナンスに移行することにより、停止時検査 (従来の定期検査) での人的・時間的な負荷を軽減し、また余裕を持った保全活動や事業者検査ができることから、リスクの低減につながると予想される。平成30年度は、リスク低減を目的としてリスク情報に基づく SA 機器のオンラインメンテナンスの実施の論理構築、海外調査による米国でのオンラインメンテナンスの基本的な考え方やそのメリットについて調査を行った。本報告書は、これらの成果についてまとめたものである。

## I 研究結果

### I-1. SA 設備のオンラインメンテナンスの考え方

本研究会では今年度、SA 設備のオンラインメンテナンスの考え方について検討を実施し、研究会意見として纏めるとともに、日本機械学会ホームページに公開した。

日本機械学会  
リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会

## SA設備のオンラインメンテナンスの考え方

2019年3月  
保守規則課題検討作業会

### はじめに

日本機械学会「リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会」(保守規則課題検討作業会)は、リスク情報を活用した検査制度の見直し(ROP導入)の基本的考えに則り、リスク情報を活用した効果的な設備の保全の在り方を提言するために、まずはSA設備のオンラインメンテナンス(OLM)適用に向けた基本的な考え方を具体的なリスク評価を交えて検討した。

#### 背景

2020年4月より米国の原子炉監視プロセス(ROP)を参考とした新検査制度が本格運用となることが決定している。この制度は日本の規制活動にリスク情報が活用されるものであり、事業者としても自主的な安全性向上の取り組みの中でリスク情報を活用することの重要性が増すこととなる。福島事故の反省として新規制が制定され、再稼働に際し多くの追加安全設備(SA設備・特重設備)が設置され、プラントの安全性が向上した。また、プラントの確率論的リスク評価(PRA)技術が進歩し、様々な事象に対するリスクを定量的に評価できるようになりつつある。設備増強による保守物量増大等の課題もあり、リスク情報を活用して安全性を確保しつつ、効果的な保守を実施することが重要である。

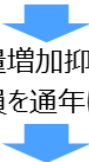
特にSA設備に関しては、そもそも設計基準事象を超えた事象(第4層)に対応した設備であり、OLM適用によるリスク変動は相対的に低い。OLMを積極的に導入し品質の高い保全を実現することで総合的に安全性を向上させることが出来る。

## プラント再稼働後の課題とSA設備OLM効果

### <課題>

- ・新規規制対応の追加設備（SA／特重等）多数  
⇒保守物量増大・定検長期化
- ・発電所内の発電ユニット数の減少  
⇒通年に渡って経験豊富な作業員確保が困難

### <SA設備OLMの効果>

- ・定検中保守作業の分散化
    - ✓ SA設備OLMの導入
  - ✓ 定検中の保守物量増加抑制
  - ✓ 経験豊富な作業員を通年に渡って確保
- 
- ✓ 作業品質が向上し、原子力安全性の向上が期待できる
  - ✓ 維持費用の平準化、柔軟な運営に寄与し、事業者の原子力発電施設の安全性向上の取組みに資する

OLMは総合的に原子力発電所の安全性向上に寄与

2

## OLMを国内適用する際の課題

### <課題>

- ① OLM実施時のリスク変化量に対する定量的な管理指標が定められていない。
- ② SA設備もLCO/AOTの対象となっているので、OLM実施に対するハードルが高い。
- ③ 計画的なOLMの位置づけが、現行の保安規定審査基準では明確でなく、「保安規定における予防保全を目的とした点検・保守」としては実運用上認められていない。

「予防保全を目的とした保全作業について、やむを得ず保全作業を行う場合には、法令に基づく点検および補修、事故または故障の再発防止対策の水平展開として実施する点検および補修等に限ること」

## 今後必要なアクション

- ・OLMを対象としたリスク管理指標の設定
- ・保安規定審査基準における計画的OLMの位置づけ明確化

3

## OLM実施時のリスク変化量に対する考え方

### <米国でのOLM適用基準>

リスク情報の活用において一般的に許容される「軽微なリスク増加量」がRG 1.174に示されている。またOLMを対象としたリスク管理指標は民間ガイドラインであるNUMARC93-01に規定し、規制側がエンドースしている。

基準		リスク管理ガイダンス
CDF <sub>inst</sub> > 10 <sup>-3</sup> /年		そのコンフィグレーションに移行する前に十分検討を行う。 (移行する場合は、非常に短期間とし、どの事象がそのようなリスクレベルを引き起こすかを必ず明確かつ具体的に理解する。)
ICDP	ILERP	
> 10 <sup>-5</sup>	> 10 <sup>-6</sup>	通常、自主的にそのコンフィグレーションに移行するべきではない。
10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup>	定量化できない因子を評価する。 リスク管理活動を確立する。
< 10 <sup>-6</sup>	< 10 <sup>-7</sup>	通常の作業管理を行う。

CDF<sub>inst</sub>：瞬間の炉心損傷頻度、ICDP：炉心損傷確率の増分、ILERP：早期大規模放出確率の増分

米国ではOLMを対象としたリスク管理指標が明確化されている。  
(エンドースされている)

4

## OLM実施時に係るリスク情報活用に対する考え方

### <国内でのリスク情報活用に対する考え方>

リスク情報活用基本ガイドライン(2009)[原子力安全・保安院]

日本原子力学会は「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019(AESJ-SC-S012：2019)」でリスク情報活用の考え方を提示している。

上記原子力学会のリスク情報活用の考え方は米国のRG.1.174の考え方とほぼ整合したものとなっている。

国内でOLMを対象としたリスク管理指標の合意形成が必要

5



## OLM適用に関する基本的な考え方

日本機械学会「リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会」では、SA設備のOLM適用に関する基本的な考え方として以下を提言する。

### ◆ OLMの実施の可否

OLM実施時のシステム構成におけるプラント安全性の判断指標として、炉心損傷頻度・格納容器破損頻度の瞬時値を用いる。

### ◆ OLMを実施可能な期間

OLM実施期間中に累積されるリスクの増加量の判断指標として、OLM実施期間中のリスク増加分の時間積分値を用いる。

### ◆ 補償措置の検討

リスクの増加量に関わらず補償措置の検討を行い、リスクが管理されたOLMを実現する。

6

## OLM適用に関する基本的な考え方（詳細）と提言

以下の2つのリスク指標でOLMのリスクを管理する。本検討結果は、原子力学会標準でのリスク指標による判定基準の考え方にも沿う。

- OLMの実施可否は、OLM実施時のシステム構成が安全目標に適合しているかを評価するため、 $CDF_{inst}$ 、 $CFF_{inst}$ （注1）の指標を用いて、性能目標を参考に判断する。
- OLMの実施期間は、OLM実施期間中に累積されるリスクの増加量で評価するため、 $ICDP$ 、 $ICFP$ （注1）の指標を用いる。また、OLM実施可能期間は、リスク評価から適切に定める。

（注1）

代表的な外的事象としては地震、津波を考慮する。なお、これら外的事象のリスクをPRAで評価するほか、OLMによるリスク増加が限定的であることを定性的な検討又は定性的な検討と定量的な評価との組合せによって示してもよい。（原子力学会 IRIDM実施基準の附属書Qのd参照）

OLMのリスク管理の考え方と併せて、以下を提言する

- OLMの実施可能期間を議論するに際し、AOTの適正化が必要である
- OLM実施時に要求されるPRAの品質については、相応のものとする必要がある

$CDF_{inst}$ ：瞬間の炉心損傷頻度＝ベースラインCDF＋ $\Delta CDF$   
 $CFF_{inst}$ ：瞬間の格納容器機能損失頻度＝ベースラインCFF＋ $\Delta CFF$   
 $ICDP$ ：炉心損傷確率の増分、 $ICFP$ ：格納容器破損確率の増分

ベースラインとは、OLM未実施のプラント状態のことを言う。

7

## 参照基準類

- NUMARC 93-01  
 運転中保全のためのリスク情報活用を示した民間ガイド  
 (RG 1.160でエンドースされている)
 

} OLM時の設備構成のリスク  
評価 (ΔCDF/ΔCFF)
- 「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した  
 統合的意思決定に関する実施基準：2019」原子力学会標準  
 (原子力学会 IRIDM実施基準)  
 リスク情報を活用した統合的意思決定の標準的なプロセスの規程  
 (RG 1.174を参考に策定)
 

} CT(AOT)評価  
(ICCDP/ICCFP)
- RG 1.174  
 LICENSING BASISを変更するためのRIDMプロセスを示した  
 規制ガイド
 

} TS : technical specifications  
CT : completion time  
SF : surveillance frequency  
AOT : allowed outage time
- RG 1.177  
 TSでCTやSFの変更の影響を評価するアプローチを示した規制ガイド  
 (RG 1.174で認められた構成変更に対し、どのような保全が認めら  
 れるか示している)
 

} TS : technical specifications  
CT : completion time  
SF : surveillance frequency  
AOT : allowed outage time
- NEI 06-09  
 CT拡張に対する包括的なTS改善の民間ガイド
 

} TS : technical specifications  
CT : completion time  
SF : surveillance frequency  
AOT : allowed outage time

・ RG 1.160 Rev.3 : MONITORING THE EFFECTIVENESS OF MAINTENANCE AT NUCLEAR POWER PLANTS  
 ・ RG 1.174 Rev.3 : AN APPROACH FOR USING PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT IN RISK-INFORMED DECISIONS ON PLANT-SPECIFIC CHANGES TO THE LICENSING BASIS  
 ・ RG 1.177 Rev.1 : AN APPROACH FOR PLANT-SPECIFIC, RISK-INFORMED DECISIONMAKING: TECHNICAL SPECIFICATIONS  
 ・ NUMARC 93-01 Rev.4F : INDUSTRY GUIDELINE FOR MONITORING THE EFFECTIVENESS OF MAINTENANCE AT NUCLEAR POWER PLANTS  
 ・ NEI 06-09 Rev.0 : RISK-MANAGED TECHNICAL SPECIFICATIONS (RMTS) GUIDELINES

8

## OLM適用判断の考え方 (1 / 4)

### 1. OLM実施可否

- 性能目標は、「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について（平成18年3月28日原子力安全委員会安全目標専門部会）」の性能目標案とする（原子力学会 IRIDM実施基準 解説16も併せて参照）。

性能目標案（全リスク）      CDF:  $10^{-4}$ /炉年      CFF:  $10^{-5}$ /炉年

- $CDF_{inst} > 10^{-4}$ /炉年、 $CFF_{inst} > 10^{-5}$ /炉年のものは基本的に実施しない。
- ただし、 $CDF_{inst}$ 、 $CFF_{inst}$ の判断基準を超えるが、OLMが非常に短時間であり且つOLMの実施により運転サイクル期間全体のリスクを低減できる場合は、どのような事象がそのリスクレベルを引き起こすかを明確かつ具体的に理解し、十分な補償措置をとった上で、実施可能とする。

- ・ 原子力学会 IRIDM実施基準を参考にしている。
- ・ 外的事象のリスクへの影響をPRAによって評価しない場合は、外的事象のリスクに対してOLMによる影響が限定的であることを定性的な検討又は定性的な検討と定量的な評価との組合せによって示すことを許容する。（原子力学会 IRIDM実施基準の附属書Qのd参照）
- ・ 原子力学会 IRIDM実施基準 解説16では、領域II-Aに対して「変更によるリスクの増加分を含めた、最終的なリスクが性能目標案に近い領域では、リスクの抑制努力に加え、性能目標案を満足していることを確認する必要があることから、変更によるリスク増加分を含めた、最終的な内的事象及び外的事象を含む全リスクが性能目標案を満足していることを確認する」としている。

最終的な全リスク     $CDF_{inst}$  : 瞬間の炉心損傷頻度 = ベースラインCDF + ΔCDF  
                           $CFF_{inst}$  : 瞬間の格納容器機能損失頻度 = ベースラインCFF + ΔCFF

ベースラインとは、OLM未実施のプラント状態のことを言う。

9

## OLM適用判断の考え方（2 / 4）

### 2. OLM実施期間の検討

➤ OLM対象設備に対し、計画したOLM実施期間におけるICDP及びICFPの値から、OLM運用を判断する。

- $ICDP > 10^{-5}$  or  $ICFP > 10^{-6}$  の場合  
自主的に、計画したそのシステム構成に移行するべきではないとして、OLM対象範囲や実施期間を見直す必要あり
- $10^{-6} \leq ICDP \leq 10^{-5}$  or  $10^{-7} \leq ICFP \leq 10^{-6}$  の場合  
補償措置によるリスク低減を検討のうえ、定性的判断を含む統合的な判断の上、OLMを実施する
- $ICDP < 10^{-6}$  and  $ICFP < 10^{-7}$  の場合  
原則として補償措置によるリスク低減を検討のうえ、OLMを実施する

ICDP：炉心損傷確率の増分、ICFP：格納容器破損確率の増分

次頁に続く

10

## OLM適用判断の考え方（3 / 4）

### 2. OLM実施期間の検討（続き）

➤ リスク指標の考え方について、RG 1.177、NUMARC 93-01、NEI 06-09を参考に調査

- RG 1.177ではCT(AOT)がPermanentの場合には、  
 $ICCDP < 10^{-6}$  and  $ICCFP < 10^{-7}$   
を要求している。  
CT(AOT)の変更がOne-Time Onlyの場合には、  
 $ICCDP < 10^{-6}$  and  $ICCFP < 10^{-7}$   
又は  
 $ICCDP < 10^{-5}$  and  $ICCFP < 10^{-6}$  かつ 補償措置による増加したリスクの低減  
を要求している。
- NUMARC 93-01には、OLM対象設備のICDP及びICFPに対し、RG 1.177のOne-Time Onlyと同様のリスク指標を要求をしている。
- NEI 06-09も、OLM対象設備（Preventive Maintenance）のICDP及びICFPに対し、RG 1.177のOne-Time Onlyと同様のリスク指標を要求をしている。
- RG 1.177及びNUMARC 93-01では、「補償措置による増加したリスクの低減」に関する数値的要求はない。NEI 06-09ではNormal Maintenance Levelである $ICDP < 10^{-6}$  and  $ICFP < 10^{-7}$ をターゲットに計画することが要求されているが、ICDP、ICFPがこの値を超えることが予測される場合には、OLMを実施する前に適切な補償措置及び定性的判断を実施することが要求されている。

11

## OLM適用判断の考え方（4 / 4）

RG 1.177ではAOTの変更申請を念頭に $\Delta$ CDF及び $\Delta$ CFFの時間積分として以下の指標\*を用いている。

AOT変更の場合における単独機器の待機除外などの条件付きの炉心損傷確率の増加量

$$ICCDP = \frac{\left\{ \left[ \begin{array}{c} \text{機器の} \\ \text{待機除外状態} \\ \text{での CDF} \end{array} \right] - \left[ \begin{array}{c} \text{平均的なメンテ} \\ \text{ナンス状態での} \\ \text{ベースライン CDF} \end{array} \right] \right\} (\text{/年}) \times \text{継続時間} (\text{時間})}{8760 (\text{時間/年})}$$

AOT変更の場合における単独機器の待機除外などの条件付きの格納容器破損確率の増加量

$$ICCFP = \frac{\left\{ \left[ \begin{array}{c} \text{機器の} \\ \text{待機除外状態} \\ \text{での CFF} \end{array} \right] - \left[ \begin{array}{c} \text{平均的なメンテ} \\ \text{ナンス状態での} \\ \text{ベースライン CFF} \end{array} \right] \right\} (\text{/年}) \times \text{継続時間} (\text{時間})}{8760 (\text{時間/年})}$$

\* “平均的なメンテナンス状態でのベースラインCDF” (/年) とは、“メンテナンスによるアンペアリティを全てノミナル値として計算したベースラインCDF”を言う。  
 “平均的なメンテナンス状態でのベースラインCFF” (/年) とは、“メンテナンスによるアンペアリティを全てノミナル値として計算したベースラインCFF”を言う。

NUMARC 93-01では、ある一定期間の構成変更（OLM）を念頭に $\Delta$ CDF及び $\Delta$ CFFの時間積分についての指標\*を用いている。

特定プラントコンフィギュレーションでの炉心損傷確率の増加量

$$ICDP = \frac{\left\{ \left[ \begin{array}{c} \text{特定プラント} \\ \text{コンフィギュレーション} \\ \text{での CDF} \end{array} \right] - \left[ \begin{array}{c} \text{メンテナンス} \\ \text{無しの状態} \\ \text{での CDF} \end{array} \right] \right\} (\text{/年}) \times \text{継続時間} (\text{時間})}{8760 (\text{時間/年})}$$

特定プラントコンフィギュレーションでの格納容器破損確率の増加量

$$ICFP = \frac{\left\{ \left[ \begin{array}{c} \text{特定プラント} \\ \text{コンフィギュレーション} \\ \text{での CFF} \end{array} \right] - \left[ \begin{array}{c} \text{メンテナンス} \\ \text{無しの状態} \\ \text{での CFF} \end{array} \right] \right\} (\text{/年}) \times \text{継続時間} (\text{時間})}{8760 (\text{時間/年})}$$

\* “メンテナンス無しの状態でのCDF” (/年) とは、“メンテナンスによるアンペアリティを全て0.0として計算したCDF”を言う。  
 “メンテナンス無しの状態でのCFF” (/年) とは、“メンテナンスによるアンペアリティを全て0.0として計算したCFF”を言う。

ICCDP : Incremental Conditional Core Damage Probability

ICDP : Incremental Core Damage Probability

ICCFP : Incremental Conditional Containment Failure Probability

ICFP : Incremental Containment Failure Probability

\* : 日本原子力学会標準「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019」より転載

計算式から、 $ICCDP < ICDP$ ,  $ICCFP < ICFP$ となり、 $ICDP$ ,  $ICFP$ の方がより安全側となる。

本提案では、 $\Delta$ CDF及び $\Delta$ CFFの時間積分についてNUMARC 93-01の指標を用いる

12

## OLM実施可否およびOLM実施期間の判断基準

	基準		判断内容
OLM実施スクリーニング基準	CDF <sub>inst</sub> > 10 <sup>-4</sup> /炉年 CFF <sub>inst</sub> > 10 <sup>-5</sup> /炉年		左記基準のどちらかに該当する場合は、基本的には実施しない。(注2)
期間設定(例:30日間)を含めた運用判断	ICDP	ICFP	OLM対象範囲や実施期間を見直す。 (左記リスク範囲の場合はOLM実施しない)
	> 10 <sup>-5</sup>	> 10 <sup>-6</sup>	
	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-5</sup>	10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-6</sup>	
	< 10 <sup>-6</sup>	< 10 <sup>-7</sup>	原則として補償措置によるリスク低減を検討のうえ、OLMを実施する。

原子力学会 IRIDM実施基準のリスク指標の判定基準（参考資料の図O.1, 図O.2参照）の考え方（内的事象及び外的事象を含むリスク）に沿ったものである。

- 外的事象のリスクへの影響をPRAによって評価しない場合、外的事象のリスクに対してOLMによる影響が限定的であることを定性的な検討又は定性的な検討と定量的な評価との組合せによって示すことを許容する。(原子力学会 IRIDM実施基準の附属書Qのd 参照)

(注2)

ただし、CDF<sub>inst</sub>, CFF<sub>inst</sub>の判断基準を超えるが、OLMが非常に短時間であり且つOLMの実施により運転サイクル期間全体のリスクを低減できる場合は、どのような事象がそのリスクレベルを引き起こすかを明確かつ具体的に理解し、十分な補償措置をとった上で、実施可能とする。

(注3)

ICDP基準のなかで、10<sup>-6</sup>~10<sup>-5</sup>の範囲であると評価された時のOLM適用の判断内容は以下とする。

「基本的には目標値としてICDP < 10<sup>-6</sup>、ICFP < 10<sup>-7</sup>とすることが望まれる。定量的判断が難しい場合には、定性的判断を含めて統合的に判断する。(統合的な判断には専門家パネル※等での評価が活用できる。※専門家パネル：知見の拡充、集団的浅慮の防止、意思決定プロセスの検証、バイアスの排除等を目的とした公平・公正な会議体)」

CDF<sub>inst</sub> : 瞬間の炉心損傷頻度、CFF<sub>inst</sub> : 瞬間の格納容器機能損失頻度

ICDP : 炉心損傷確率の増分、ICFP : 格納容器破損確率の増分

13

## OLM実施可否判定例

低圧代替注水系、空冷DGの内の事象レベル 1 PRA結果から、原子力学会 IRIDM 実施基準のリスク指標によるOLM実施可否およびOLM実施期間（30日間）の確認結果を示す。

### 評価条件

- 下記対象設備について30日間OLMを実施すると仮定し評価している
- 外的事象の地震、津波の評価については現在検討中<sup>(注4)</sup>のため、内の事象のみ ( $CDF_{instr}$ 、ICDP) の評価としている。

対象設備	判定			
	OLM実施可否		OLM実施期間	
	$CDF_{inst}$	OLM実施可否	ICDP	30日間のOLM実施可否
低圧代替注水 (BWR)	$CDF_{inst} < 10^{-4}$	可	$< 10^{-6}$	可
空冷DG (PWR)	$CDF_{inst} < 10^{-4}$	可	$< 10^{-6}$	可

(注4) 代表プラントの内外事象の概略評価の結果、 $CDF_{inst}$  /  $CFF_{inst}$ 及びICDP / ICFPによる判定が可となる見込みが得られている

14

## リスク情報活用に向けたPRA品質基準の整備

### <米国NRCによるPRAの品質確認>

- PRAに求められる品質や確認プロセスが規制指針RG 1.200に示されている。
  - ✓ ASMEのPRA標準をエンドースし、PRAの品質基準が明確化
  - ✓ NEIのピアレビューのガイドをエンドースし、事業者によるPRA品質確認のプロセスを明確化
- さらに、独自でプラント個別PRAモデルを開発・管理しており、事業者のPRAの妥当性を評価する能力を有している。

### <国内における課題>

- 新検査制度で活用するPRAの妥当性確認のための活動が規制当局と事業者間で進められているものの、PRAに求められる品質基準及びPRAの妥当性確認について規制当局と合意されたプロセスがない。
- PRAの品質基準及び妥当性確認のプロセスに関する合意形成、実運用による試行評価等を通じてリスク情報活用を推進する必要がある。
- リスク評価の不確かさが適切な意思決定を阻害する場合があるので、評価手法の精度（品質）に応じた適正な不確かさの取扱い及び分析を行う必要がある

**国内にPRAの品質基準と妥当性確認・審査のプロセスが必要**

15

## 参考. 原子力学会標準でのリスク指標に関する判定基準 (1/2)



- 注a) 内的事象及び外的事象を含むリスクに対して適用し、図0.2と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースライン CDF の境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースライン CDF(横軸)は選択肢の実施前の CDF、CDF の増加量(横軸)は選択肢の実施後の CDF とベースライン CDF の差とする。
- 注d) 評価結果が本図の範囲外である場合には、領域の境界線を直線外挿する。
- 注e) 領域 III において CDF の増加量がベースライン CDF を上回る場合には、補償措置を検討する。

図0.1 CDFの判定基準\*

\* : 日本原子力学会標準「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019」より

16

## 参考. 原子力学会標準でのリスク指標に関する判定基準 (2/2)



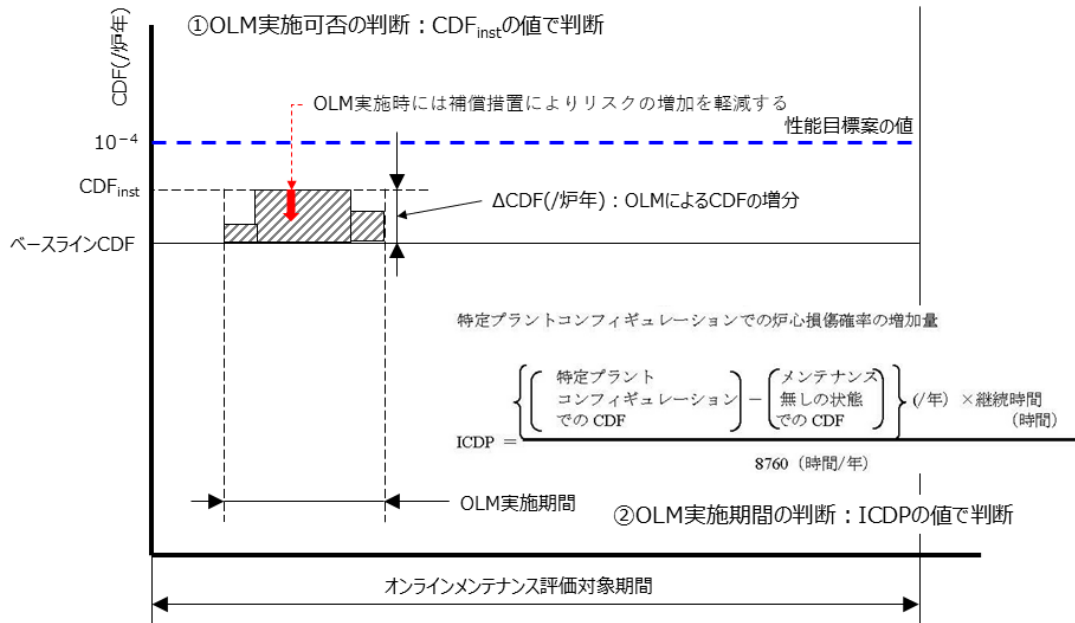
- 注a) 内的事象及び外的事象を含むリスクに対して適用し、図0.1と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースライン CFF の境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースライン CFF(横軸)は選択肢の実施前の CFF、CFF の増加量(横軸)は選択肢の実施後の CFF とベースライン CFF の差とする。
- 注d) 評価結果が本図の範囲外である場合には、領域の境界線を直線外挿する。
- 注e) 領域 III において CFF の増加量がベースライン CFF を上回る場合には、補償措置を検討する。

図0.2 CFFの判定基準\*

\* : 日本原子力学会標準「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019」より

17

## 参考. OLM実施可否およびOLM実施期間判断イメージ図 (CDFの例)



18

## 参考: OLM実施時のリスク変化量に対する考え方 <日米比較>

本研究会にて検討した結果と、NUMARC93-01に記載のリスク変化量に対する考え方の比較を以下に示す。

	基準		判断内容	NUMARC93-01との比較
OLM実施 スクリーニング基準	$CDF_{inst} > 10^{-4}$ / 炉年 $CFF_{inst} > 10^{-5}$ / 炉年		左記基準のどちらかに該当する場合は、基本的には実施しない。*1	米国基準より1桁厳しくなっている。基準を超えた場合、期間全体のリスクが低下することを条件にOLM対象とすることを許容
期間設定 (例:30日間) を含めた運用 判断	ICDP	ICFP*2		米国基準と同等。
	$> 10^{-5}$	$> 10^{-6}$	OLM対象設備や設備数を見直す。(左記リスク範囲の場合はOLM実施しない)	*2: ILERP (早期大規模放出確率の増分) は原子力学会 IRIDM実施基準のリスク指標の考え方に則りICFPを採用している。(結果的にICFPベースで評価することで、ILERPベースより保守的な評価となっている。)
	$10^{-6} \sim 10^{-5}$	$10^{-7} \sim 10^{-6}$	補償措置によるリスク低減を検討のうえ、OLMを実施する。	
	$< 10^{-6}$	$< 10^{-7}$	原則として補償措置によるリスク低減を検討のうえ、OLMを実施する。	

原子力学会 IRIDM実施基準のリスク指標の判定基準 (参考資料の図O.1, 図O.2参照) の考え方 (内的事象及び外的事象を含むリスク) に沿うものである。

\*1 ただし、 $CDF_{inst}$ ,  $CFF_{inst}$ の判断基準を超えるが、OLMが非常に短時間であり且つOLMの実施により運転サイクル期間全体のリスクを低減できる場合は、どのような事象がそのリスクレベルを引き起こすかを明確かつ具体的に理解し、十分な補償措置をとった上で実施可能とする。

$CDF_{inst}$ : 瞬間の炉心損傷頻度、 $CFF_{inst}$ : 瞬間の格納容器機能損失頻度  
ICDP: 炉心損傷確率の増分、ICFP: 格納容器破損確率の増分

19

## I-2. 海外視察

本年度は、今後の安全規制の高度化に資することを目的として、

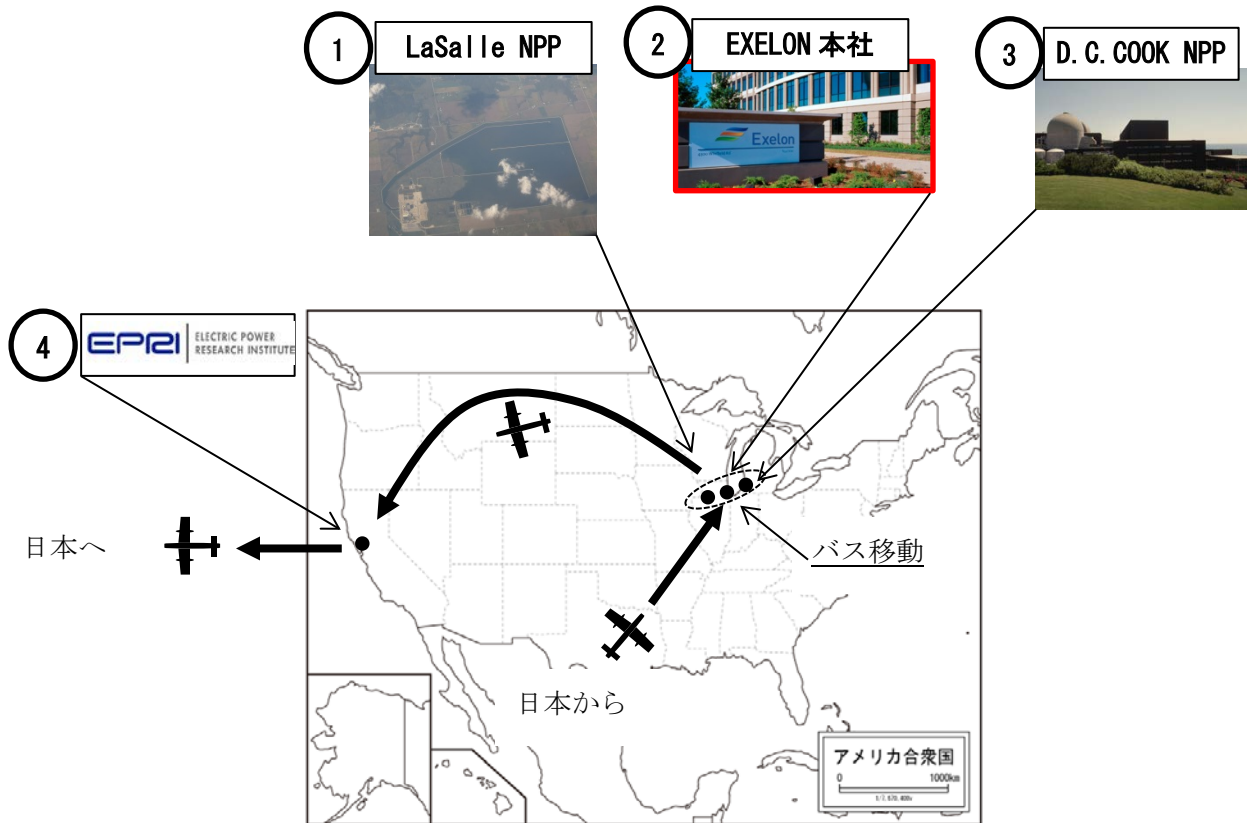
- ①運転期間の延長
- ②RI-ISI
- ③FLEX 機器運用によるリスク低減

の3つのテーマについて情報収集するため、平成30年11月12日から16日にかけて、米国を訪問した。訪問先は、LaSalle 原子力発電所、EXELON 本社、D.C. Cook 原子力発電所、EPRI PALO ALTO 研究所である。視察の成果は、次頁以降にまとめた。



1. 日程、訪問先、主な調査

日程	訪問先	主な調査
11/12 (月)	LaSalle NPP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転期間の延長</li> <li>・ RI-ISI</li> <li>・ FLEX 機器</li> </ul>
11/13 (火)	Exelon 社 本社	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転期間の延長</li> <li>・ RI-ISI</li> <li>・ FLEX 機器</li> </ul>
11/14 (水)	D.C. Cook NPP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転期間の延長</li> <li>・ RI-ISI</li> <li>・ FLEX 機器</li> </ul>
11/16 (金)	EPRI (PALO ALTO)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転期間の延長</li> <li>・ RI-ISI</li> <li>・ FLEX 機器</li> </ul>



## 2. 調査参加者

氏名	所属		備考
◎岡本 孝司	東京大学	工学系研究科 原子力国際専攻	教授
○奈良林 直	東京工業大学	科学技術創成研究院 先導原子力研究所	教授
吉川 祐明	東北電力株式会社	女川原子力発電所保全部原子炉グループ	
小林 達郎	東京電力ホールディングス株式会社	ワシントン事務所	
高橋 嘉明	東京電力ホールディングス株式会社	原子力設備管理部 規格基準グループ	
田辺 匡亮	東京電力ホールディングス株式会社	EPRI駐在	
木村 浩樹	中部電力株式会社	EPRI駐在	
安田 宗浩	関西電力株式会社	原子力事業本部 原子力技術部門 プラント・保全技術グループ	
藤崎 恭史	関西電力株式会社	原子力事業本部 原子力技術部門 高経年対策グループ	
西原 亮	四国電力株式会社	EPRI駐在	
岡田 誠	中国電力株式会社	島根原子力発電所保修部(原子炉)	
西 優弥	東芝エネルギーシステムズ株式会社	原子力機械システム設計部	
田村 晴彦	三菱重工業株式会社	原子力事業部 建設・保全技術部 軽水炉保全プロジェクト課	
酒井 健	日立GEニュークリア・エナジー株式会社	原子力O&Mサービス技術部 プロジェクト管理グループ	
【事務局】			
大久保 友輝夫	日本エヌ・ユー・エス株式会社		

(注1)◎は団長。○は副団長



### 3. 訪問調査の概要

今後の安全規制の高度化に資することを目的として、海外訪問調査として以下の3テーマを設定した。

- ① 運転期間の延長（2回目の延長申請も含む）
- ② RI-ISI
- ③ FLEX 機器運用によるリスク低減

以上の3つのテーマについて全ての訪問先から情報収集することができた。

#### (1) 調査内容

##### 【LaSalle 原子力発電所】

- － 運転期間の延長及びRI-ISIに関する意見交換
- － 発電所内のFLEX機器の視察
- － FLEX機器のPRAへの取組みに関する意見交換

##### 【EXELON 本社】

- － 運転期間の延長、二回目の運転期間の延長、RI-ISI 及び FLEX 機器の PRA への取組みに関する意見交換

##### 【D. C. Cook 原子力発電所】

- － 運転期間の延長、RI-ISI 及び FLEX 機器の PRA への取組みに関する意見交換
- － 発電所内の FLEX 機器及び保管建屋の視察
- － 使用済燃料の乾式貯蔵キャスクに関する意見交換
- － プラントシミュレーターの視察

##### 【EPRI PALO ALTO 研究所】

- － 運転期間の延長、二回目の運転期間の延長、RI-ISI 及び FLEX 機器の PRA への取組みに関する意見交換

#### (2) 調査結果

##### ① 運転期間の延長(2回目の延長申請も含む)

###### 【長期運転に関する EPRI の研究活動】

- － 2010年から始まったLTOプログラムにより技術面で80年の運転認可更新に必要な研究開発に取り組んでおり、技術的知見を提供している。
- － EPRI は、技術面で運転認可更新を支援する立場として、IAEA と協力し IGALL を進めてきた。

#### 【長期運転に関する経済性】

- SLR 費用は約 3,000 万ドル。新設(約 100 億ドル)より経済性に優れる。
- 高経年化プラントで保守費用を抑えるため、10CFR50.69 に基づきサーベイランス頻度管理および価値基準保全イニシアティブで PRA を実施している。

#### 【長期運転に関する対策・活動】

- どの発電所も、長期運転について自治体や地元住民に向けた理解活動を展開している。
- D.C. Cook 発電所では、BFB の保全対策としてアップフロー化を実施している。(日本国内は既にアップフロー化済みである)
- LaSalle 発電所では 60 年運転の際に支障となる劣化は確認されていない。
- SLR を申請した PeachBottom 発電所は、原子炉容器や炉内構造物等の LR 時と同じ設備がクリティカルになると考えている。

### ②RI-ISI

#### 【BWR】

- 米国ではリスクインフォームドによる RPV 検査や ISI の実施要求の一部免除を実施している。
- 規制、事業者、産業界等、関係者が対等な立場で議論・実現した。
- 従来の決定論による検査から炉心損傷に影響する設備機器を中心に検査を実施している。
- RI-ISI を実施することで、プラントの安全性・経済性を向上している。

#### 【PWR】

- 従来の EPRI 手法での RI-ISI 適用実績をふまえ、評価を合理化した手法※(作業物量を低減)として、Streamlined RI-ISI があり、現在、米国の 50 以上のプラントでの適用実績がある。

※：破損した場合の影響度合いに応じて、影響度分類を 2 分類に単純化

- D.C. Cook では、Streamlined RI-ISI を適用し、合理的に検査箇所を低減している。(評価し、検査対象外とした箇所での不具合の発生も無し)

### ③FLEX 機器運用によるリスク低減

- FLEX 戦略は、2011年3月11日の大震災後に NRC の外的事象に対する要求(EA-12-049)により、米国産業界側で制定した導入ガイド(NEI12-06)に基づき各事業者で実施している。

- － FLEX 機器はまだ導入後間もないため、リスク評価上でクレジットをとるために必要な運用、機器両方の信頼性についてまだ十分な情報が集まっていない。
- － しかしながら、今後 D/G の LCO 逸脱時の許容待機除外時間 (AOT) の延長等のために、リスク評価上で考慮するための準備を米国産業界側で進めている。
- － 米国産業界は、FLEX を考慮したリスク評価方法について、“NEI16-06”にて、定性的評価、半定量的評価、詳細評価 (PRA) の 3 段階のアプローチを提案している。
- － 日本においても、今後可搬型設備を考慮したリスク評価を実施、活用することで、外部支援も考慮した設備配置、設備数、プラントの運用の検討が可能になり、安全性を維持向上させた上での合理化が実施可能と考える。

(詳細は参考資料(別紙)の通り)

以上

#### 参考資料 (原子力安全合同シンポジウム)

平成30年12月21日に、本研究会と日本保全学会の共催で、東京大学山上会館において、第4回原子力安全合同シンポジウムを開催した。本シンポジウムにおいては、新検査制度の試運用開始とリスク情報の活用に関する議論を行い、本研究会は以下の資料にて海外訪問調査の結果を発表した。

1. 米国における長期運転に向けた取組み
2. 米国における RI-ISI への取組み (前編)
3. 米国における RI-ISI への取組み (後編)
4. 米国における RI-ISI への取組みと FLEX 機器運用によるリスク低減

## Ⅱ 提言

平成 23 年 3 月 11 日の福島第一原子力発電所事故以降、本研究会では事故に直接関係する対応として事故原因の究明、事故の後処理、周辺環境の復旧、住民の生活向上・健康確保等について検討を行うとともに、福島第一事故を踏まえた原子力発電の安全性向上に関する事業者の対応、規制のあり方等について継続して調査検討を行ってきている。

原子力関係者の努力により上記の対応は確実に進んでいると考えられるが、残念ながら規制側の対応や、事業者の対応等において円滑に進んでいるとは言いがたい部分もある。これらの認識を踏まえ本年度の提言としては以下のものを挙げる。

### 【すべてのステークホルダーに対して】

- シビアアクシデント対策のために、新たに追加設置されたシステム（SA 機器）の保全に関しては、本報告書に取りまとめた成果を参考として、運転中保全の導入を含めた、リスク低減策をとることが必要である。運転中保全によって、総合的なリスク低減につながることが多いことは、すでに、海外での経験や、本研究会の過去の報告書で明らかである。硬直した安全の考え方では、逆に安全性を損なうという良い見本である。特に SA 機器は、極めてまれな事象に対するバックアップの意味が大きいので、SA 機器が待機除外になったとしても、リスクはほとんど増えない。一方で、SA 機器を意図的に待機除外してメンテナンスを行う運転中保全を行うことで、SA 機器の信頼性を維持向上することが可能となり、リスクの大きな低減につながる。すなわち、リスクを低減するために、SA 機器の積極的な運転中保全を行うことが必要である。国民の検討と安全を守るために、リスクを低減するという共通の目標に向かって、事業者と規制当局を含む国が、十分な議論を行い、真の安全に向けた活動を進めることが必須である。
  
- 本年度はシビアアクシデント対策として用意されている常設設備やモバイル設備の保全の在り方について検討を行った。一方、セキュリティ対策として、SA 機器に加えて追加設置されている特別重大事故対処設備については、その在り方について、本研究会の昨年度報告書を参考に、見直しを含めた評価が必須である。リスクを低減するという世界標準の考え方を、日本の原子力発電所にも導入することが必要である。

### 【規制当局に対して】

- 規制当局は、法令に基づき規制を行う者として、事業者が十分な安全確保を合理的に行えるよう監視、規制する役割があることを再度自覚し、我が国の規制内容を原子力安全確保に有効なものにしていく義務がある。安全規制の目的は国民の安全と環境を

守る事にあり、これは国民や事業者も共有している。いたずらに、独立性を確保しようとするあまり、国民や事業者との対話を避ける事はあってはならない。

また、安全規制は、総合的なリスク低減を行うことが目的でなければならない。特別重大事故対処設備のように、セキュリティのために、リスクを増加させる設備の設置については、より慎重な対応が必須である。原子力の安全規制を原子力安全確保に有効になることを旨として見直し、最適化すべきである。

様々なステークホルダーから、規制が信頼を得ることができないと、悲劇であり、事故が再発する。規制の役割を、トップから現場まで理解し活動することが重要であり、そのため、規制委員会のトップマネジメントの重要性を指摘したい。是非、抜本的な改善を進めてほしい。

- IAEA の規制に関する要求事項、世界の規制制度・検査制度を再度確認し、これら世界標準から乖離しない規制を行うべきである。この意味で、これまでの当研究会の調査・検討事項は大いに参考となる。
- 規制当局は原子力発電所の早期再起動の重要性について十分認識し、事業者との情交換を積極的に行うとともに、安全性確保対策の優先度、重要度等を考慮し、科学的合理的で迅速な審査を行うべきである。

#### 【事業者・メーカーに対して】

- 事業者には、安全に対する一義的な責任がある。事業者とメーカーが協力し、より安全な原子力プラントの概念を作り上げ、提案すべきである。特に、新たに設置されるフィルターベントについてはその内容、有効性、運用の考え方等について十分検討し、規制当局に対する積極的な説明対応、地元の理解促進のための努力を払うべきである。
- 事業者は原子力安全を最優先することに関して、運転・保守等保安活動のそれぞれの立場からより具体的に何をすればよいかを検討し、実行すべきである。  
規制当局からの指摘を受けないことが、安全の目的ではない。事業者が安全を目的として、改善を続けていく姿勢を取り続けることをトップから現場までが強く認識し、そのために労力を惜しまないことが必須である。
- 事業者等は自律的に安全向上を進める中で、独善的な考えに陥ることなく、世界各国の安全対応についても十分な情報を入手して、自らの活動に反映すべきである。米国の NEI のような機能を持つことも重要である。これらに対しては、これまでの当研究会の調査・検討事項は大いに参考となると考えられる。

【日本機械学会に対して】

- わが国における原子力の安全を継続的に高めていくためには関係者が相互に意見を出し合い、効果的で合理的な規制及びその対応を示していく必要がある。  
現在ともすれば規制側と事業者側の意思疎通が必ずしも十分でないといわれている中で、学会の場で規制当局、事業者及び第三者である学識経験者等も交えて対等な立場で議論することが期待される。
  
- ステークホルダーの一員である地元の方々、あるいはより広く国民の方々、更にはマスメディアに対し、原子力安全の理解を深めてもらうための情報発信が今後より重要になってくる。日本機械学会についても学会発表、インターネットの活用、雑誌への掲載、書籍の出版等を通じて第三者的な立場でわかりやすく情報を発信することが期待される。
  
- 現在原子力にかかわる学会として日本機械学会、日本保全学会、日本原子力学会等の学会が活動しているが、必要な取り組みについて抜けがないように、各学会が相互に連携をとり、それぞれの持ち味を生かして活動することが重要である。



〈付録-1〉 委員名簿

リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会

委員名簿（平成31年2月28日）

主査	岡本 孝司	東京大学	(平成17年11月～)
副主査	高木 宏彰	関西電力	(平成30年8月～)
副主査	奈良林 直	東京工業大学	(平成18年1月～)
委員・主幹事	石橋 文彦	東芝エネルギーシステムズ	(平成28年4月～)
委員・幹事	西 優弥	東芝エネルギーシステムズ	(平成28年4月～)
委員・幹事	峯村 武宏	東芝エネルギーシステムズ	(平成28年7月～)
委員・幹事	今野 隆博	日立GEニュークリア・エナジー	(平成26年4月～)
委員・幹事	野上 均	日立GEニュークリア・エナジー	(平成30年8月～)
委員・幹事	松澤 寛	三菱重工業	(平成29年4月～)
委員・幹事	茅田 英章	三菱重工業	(平成30年5月～)
委員・幹事	横山 拓道	日本エヌ・ユー・エス	(平成27年7月～)
委員・幹事	富田 洋一郎	日本エヌ・ユー・エス	(平成28年7月～)
委員・幹事	大久保 友輝夫	日本エヌ・ユー・エス	(平成28年12月～)
委員	高木 敏行	東北大学	(平成18年1月～)
委員	根井 寿規	政策研究大学院大学	(平成27年3月～)
委員	牧野 武史	北海道電力	(平成30年8月～)
委員	河上 晃	東北電力	(平成30年8月～)
委員	山本 正之	東京電力ホールディングス	(平成30年5月～)
委員	石坂 善弘	日本原子力発電	(平成25年8月～)
委員	浜田 誠一	中部電力	(平成30年8月～)
委員	上野 晋介	北陸電力	(平成30年8月～)
委員	北野 立夫	中国電力	(平成29年7月～)
委員	渡辺 浩	四国電力	(平成29年7月～)
委員	篠原 雅道	九州電力	(平成30年8月～)
委員	古賀 薫	電源開発	(平成29年7月～)
委員	安食 和英	三菱重工業	(平成30年5月～)
委員	中田 耕太郎	東芝エネルギーシステムズ	(平成27年7月～)

## リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会

### オブザーバー名簿（平成31年2月28日）

オブザーバー	佐川 渉	東京大学	(平成26年4月～)
オブザーバー	小林 正英	原子力規制委員会	(平成26年3月～)
オブザーバー	長谷川 順久	電事連	(平成30年3月～)
オブザーバー	高島 賢二	新潟工科大学 電力土木技術協会	(平成21年9月～)
オブザーバー	伊藤 康隆	北海道電力	(平成29年6月～)
オブザーバー	熊谷 稔幸	東北電力	(平成25年4月～)
オブザーバー	橋本 哲	東京電力ホールディングス	(平成17年4月～)
オブザーバー	島 晃洋	東京電力ホールディングス	(平成29年8月～)
オブザーバー	米澤 和宏	日本原子力発電	(平成24年4月～)
オブザーバー	鈴木 直浩	中部電力	(平成29年6月～)
オブザーバー	森山 泰之	中部電力	(平成29年7月～)
オブザーバー	新屋 和彦	北陸電力	(平成28年7月～)
オブザーバー	安田 宗浩	関西電力	(平成30年8月～)
オブザーバー	藤原 良治	関西電力	(平成30年8月～)
オブザーバー	岩崎 晃	中国電力	(平成29年8月～)
オブザーバー	田中 正和	九州電力	(平成30年8月～)
オブザーバー	木元 健悟	九州電力	(平成30年8月～)
オブザーバー	笠毛 誉士	九州電力	(平成26年4月～)
オブザーバー	山崎 謙吾	電源開発	(平成29年8月～)
オブザーバー	田中 朗雄	東芝エネルギーシステムズ	(平成20年5月～)
オブザーバー	丸末 安美	日立GEニュークリア・エナジー	(平成30年3月～)
オブザーバー	大橋 智樹	日立GEニュークリア・エナジー	(平成30年3月～)
オブザーバー	田中 太	三菱重工業	(平成30年12月～)
オブザーバー	木村 浩	パブリック・アウトリーチ	(平成22年5月～)
オブザーバー	清水 俊一	ワクア	(平成29年2月～)

〈付録-2〉 研究開催実績

(1) 平成30年度リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会検討スケジュール

項目	平成30年				平成31年				担当	記事/説明			
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月			12月	1月	2月
0. 研究会	第63回 (5/31)▼		第64回 (8/22)▼		第65回 (12/6)▼		第66回 (2/28)▼						主幹事 会期：H30/4-H31/3(2年間)
0-1. 保守規則課題検討作業会			第1回作 (9/10)▼		第2回作 (11/2)▼		第3回作 (11/30)▼						主幹事
1. リスクを取り入れた保守に係る規制の最適化に関する検討													主査 岡本先生 副主査 奈良林先生 高木部長
1-1. 保守規制の課題等の調査													新安全基準の課題について、本来あるべき姿等を検討する（他学会とも協力して活動を進める）
1-2. 課題の分析、整理													新規制基準のうち、SA設備に係る保守規制の問題点、改善案等の調査を行い、現場も含めた規制の課題を抽出する 抽出された問題点、改善策を分析、整理し、課題を分類、整理する
1-3. 課題に係る海外訪問調査													抽出、整理された保守規制上の課題について、本研究会の過去の海外調査結果も含めて、比較・検討を行う。また、課題に関する最新の海外対応事例等を訪問調査する
1-4. 課題の改善策、提言の整理													海外事例等との比較、及び研究会での検討、審議結果を整理、課題の改善策、提言を整理する
1-5. 提言案、ロードマップの策定													新規制基準の保守に係る規制への提言案とそのロードマップを策定し、規制への提言を行う
2. 学会等発表等													引き続き、本研究会の調査、検討等で得られた知見、成果を、機械学会を中心に、保全学会、原子力学会等で公表していく
3. その他 ① H29年度 研究活動報告書の調製													H30/6中に作成完了し、機械学会のHPに掲載する（HPへの掲載は8月に完了）

## (2) 研究会、部会、WG 開催実績

### ●目次

- ・リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会
- ・リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会 保守規則課題検討作業会
- ・原子力の安全規制の最適化に関する研究会（終了）
- ・原子力の安全規制の最適化に関する研究会作業部会（終了）
- ・海外調査部会（終了）
- ・タービン検査周期検討WG（終了）
- ・保全の最適化検討WG（終了）
- ・原子力発電所の耐震安全余裕検討WG（作業部会と合同）
- ・フィルター付きベントWG（終了）
- ・ストレステストWG（終了）
- ・動力エネルギーシステム部門 リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会  
組織図

### ・リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会

（原子力の安全規制の最適化に関する研究会より連番扱い）

- 第 63 回 平成 30 年 5 月 31 日
- 第 64 回 平成 30 年 8 月 22 日
- 第 65 回 平成 30 年 12 月 6 日
- 第 66 回 平成 31 年 2 月 28 日

### ・リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会 保守規則課題検討作業会

- 第 1 回 平成 30 年 9 月 10 日
- 第 2 回 平成 30 年 11 月 2 日
- 第 3 回 平成 30 年 11 月 30 日

### ・原子力の安全規制の最適化に関する研究会（終了）

- 第 1 回 平成 17 年 3 月 23 日
- 第 2 回 平成 17 年 5 月 24 日
- 第 3 回 平成 17 年 7 月 20 日
- 第 4 回 平成 17 年 9 月 28 日
- 第 5 回 平成 17 年 11 月 28 日
- 第 6 回 平成 18 年 1 月 30 日

第7回 平成18年2月27日  
第8回 平成18年3月28日  
第9回 平成18年5月23日  
第10回 平成18年8月2日  
第11回 平成18年10月5日  
第12回 平成18年12月15日  
第13回 平成19年2月21日  
第14回 平成19年4月18日  
第15回 平成19年6月20日  
第16回 平成19年8月22日  
第17回 平成19年10月24日  
第18回 平成20年1月29日  
第20回 平成20年3月4日  
第20回 平成20年5月9日  
第21回 平成20年7月16日  
第22回 平成20年10月10日  
第23回 平成20年12月4日  
第24回 平成21年2月9日  
第25回 平成21年3月31日  
第26回 平成21年6月17日  
第27回 平成21年9月27日  
第28回 平成21年12月22日  
第29回 平成22年3月4日  
第30回 平成22年5月25日  
第31回 平成22年8月5日  
第32回 平成22年11月30日  
第33回 平成23年3月1日  
第34回 平成23年6月2日  
第35回 平成23年9月5日  
第36回 平成23年12月7日  
第37回 平成24年3月12日  
第38回 平成24年6月12日  
第39回 平成24年9月3日  
第40回 平成24年12月19日  
第41回 平成25年3月1日  
第42回 平成25年5月14日  
第43回 平成25年8月26日

- 第44回 平成25年12月3日
- 第45回 平成26年2月19日
- 第46回 平成26年4月22日
- 第47回 平成26年7月29日
- 第48回 平成26年12月2日
- 第49回 平成27年3月2日
- 第50回 平成27年5月7日
- 第51回 平成27年7月30日
- 第52回 平成27年12月1日
- 第53回 平成28年3月9日
- 第54回 平成28年5月19日
- 第55回 平成28年8月25日
- 第56回 平成28年12月22日
- 第57回 平成29年3月2日
- 第58回 平成29年6月1日
- 第59回 平成29年8月30日
- 第60回 平成29年10月31日
- 第61回 平成29年12月22日
- 第62回 平成30年3月5日 終了

・原子力の安全規制の最適化に関する研究会作業部会（終了）

- 第1回 平成17年4月12日
- 第2回 平成17年6月1日
- 第3回 平成17年7月12日
- 第4回 平成17年8月3日
- 第5回 平成17年9月9日
- 第6回 平成17年10月7日
- 第7回 平成17年11月24日
- 第8回 平成17年12月20日
- 第9回 平成18年1月27日
- 第10回 平成18年2月20日
- 第11回 平成18年3月23日
- 第12回 平成18年4月21日
- 第13回 平成18年5月18日
- 第14回 平成18年6月16日
- 第15回 平成18年7月27日
- 第16回 平成18年10月2日

第17回	平成18年12月4日	
第18回	平成19年2月20日	
第19回	平成19年4月12日	
第20回	平成19年6月8日	
第21回	平成19年8月8日	
第22回	平成19年10月20日	
第23回	平成20年1月9日	
第24回	平成20年2月25日	
第25回	平成20年4月24日	
第26回	平成20年7月9日	
第27回	平成20年10月2日	
第28回	平成20年11月27日	
第29回	平成21年1月30日	
第30回	平成21年3月25日	
第31回	平成21年6月5日	
第32回	平成21年9月3日	
第33回	平成21年12月17日	
第34回	平成22年2月24日	
第35回	平成22年5月18日	
第36回	平成22年7月22日	
第37回	平成22年11月11日	
第38回	平成23年2月16日	
第39回	平成23年8月23日	
第40回	平成23年11月16日	
第41回	平成24年2月21日	
第42回	平成24年5月29日	
第43回	平成24年8月22日	
第44回	平成24年12月5日	
第45回	平成25年2月15日	
第46回	平成25年5月9日	
第47回	平成25年8月21日	
第48回	平成25年11月28日	終了

・海外調査部会（終了）

第1回	平成22年11月4日	
第2回	平成23年3月1日	（研究会と合同）
第3回	平成23年7月19日	

- 第4回 平成23年11月16日 (作業部会と合同)
- 第5回 平成24年5月29日 (作業部会と合同)
- 第6回 平成24年8月22日 (作業部会と合同)
- 第7回 平成24年12月5日 (作業部会と合同)
- 第8回 平成25年2月15日 (作業部会と合同)
- 第9回 平成25年5月9日 (作業部会と合同)
- 第10回 平成25年8月21日 (作業部会と合同)
- 第11回 平成25年11月28日 (作業部会と合同) 終了

・タービン検査周期検討WG (終了)

- 第1回 平成17年11月2日
- 第2回 平成17年12月20日
- 第3回 平成18年2月2日
- 第4回 平成20年6月1日 終了



・保全の最適化検討WG (終了)

- 第1回 平成17年12月20日
- 第2回 平成18年1月27日
- 第3回 平成18年2月8日
- 第4回 平成18年2月20日
- 第5回 平成18年3月9日
- 第6回 平成18年3月23日 終了

・原子力発電所の耐震安全余裕検討WG (作業部会と合同)

- 第1回 平成21年5月14日
- 第2回 平成21年8月19日
- 第3回 平成21年10月2日
- 第4回 平成22年1月8日
- 第5回 平成22年4月13日
- 第6回 平成22年7月9日
- 第7回 平成22年11月4日
- 第8回 平成23年2月16日 (作業部会と合同)

・フィルター付きベントWG (終了)

- 第1回 平成24年10月3日
- 第2回 平成24年11月15日
- 第3回 平成24年12月18日
- 第4回 平成25年1月23日
- 第5回 平成25年2月6日
- 第6回 平成25年4月11日
- 第7回 平成25年8月21日
- 第8回 平成25年10月2日
- 第9回 平成25年10月31日
- 第10回 平成25年12月20日
- 第11回 平成26年1月29日
- 第12回 平成26年3月19日
- 第13回 平成26年4月16日
- 第14回 平成26年6月19日
- 第15回 平成26年7月17日
- 第16回 平成26年11月26日
- 第17回 平成27年1月23日

第18回 平成27年3月13日  
第19回 平成27年4月24日  
第20回 平成27年6月5日  
第21回 平成27年7月24日  
第22回 平成27年8月18日  
第23回 平成27年9月18日  
第24回 平成27年10月20日  
第25回 平成27年11月19日  
第26回 平成27年12月19日  
第27回 平成28年1月27日 終了

・ストレステストWG (終了)

第1回 平成27年5月29日  
第2回 平成27年6月23日  
第3回 平成27年9月3日  
第4回 平成27年11月19日 終了

日本機械学会

・動力エネルギーシステム部門 リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会 組織図

(平成31年3月末の活動組織)

\* リスク低減のための最適な原子力安全規制に関する研究会  
主 査：岡本孝司（東京大学）  
副主査：奈良林直（東京工業大学）  
副主査：高木宏彰（関西電力）  
主幹事：石橋文彦（東芝エネルギーシステムズ）