日本原子力学会
標準委員会

原子力学会標準目録

標準のお問合せにつきましては，以下のメールアドレスへお願いします。
E-mail: sc@aesj.or.jp

HPからご購入いただけます。
https://www.aesj.net/shopping/list?clicked_button=158

一般社団法人 日本原子力学会　標準課

〒105-0004 東京都港区新橋2-3-7　新橋第二中ビル3F
TEL: 03-3508-1263　FAX: 03-3581-6128
E-mail: sc@aesj.or.jp

一般社団法人 日本原子力学会

標準委員会

2022 年 4 月

＜まえがき＞

本小冊子は，日本原子力学会標準委員会が，2022 年 4 月 8日現在の「原子力学会標準」「同技術レポート」の概要を紹介した原子力学会標準目録です。

原子力学会標準は，学会という特質を活かした学術的，技術的視点から検討，作成したものです。これら原子力学会標準は，原子力界における「重要課題」と「その解決方策」を集約したものと言えます。

◆ 本原子力学会標準委員会の現在の専門部会は次のとおり

（1）リスク専門部会

（2）システム安全専門部会

（3）基盤応用・廃炉技術専門部会

（4）原子燃料サイクル専門部会

◆ 本小冊子の構成は次のとおり

（1）「目次編」と「要旨編」の二部構成

（2）標準の担当専門部会毎まとめて掲載

（3）近発刊から旧発刊順に掲載

（4）目次と要旨の掲載順は対応

◆ 記載内容は次のとおり

（1）「目次編」は，原子力学会標準，原子力学会技術レポートの表題，管理番号等を 記載しました。

（2）「要旨編」は，標準及び技術レポートの要旨を掲載しました。

◆ 販売価格は次のとおり

（1）標準，技術レポートの税込み本体価格

（2） 一般と会員は別価格

＜目次＞

リスク専門部会 .....1～21

◆ 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準
（レベル 2PRA 編）：2021(AESJ-SC-P009:2021）【2021/11/5 発行】.....1～2

◆ 原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する施:2021
（AESJSC-RK009:2021）【2021/8/31 発行】.....3～4

◆原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準
（レベル１PRA 編） ：2019(AESJ-SC-P001:2019）【2019/10/4 発行】.....5

◆ 核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018 （AESJ-SC-P011:2018 ）
【2019/6/12 発行】 6

◆ 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：
2016（AESJ-SC-RK004:2016） 【2019/5/15 発行】 .....7～8

◆ 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義： 2018
（AESJ-SCRK003:2018）【2019/4/22発行】.....9

◆ 原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル３PRA 編）：2018
（AESJ-SC-P010:2018）【2018/10/26 発行】.....10

◆ 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015
（AESJ-SC-RK001:2015）【2016/11/7 発行】….....11～12

◆ 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015
（AESJ-SC-P006:2015）【2015/12/25 発行】.....13～14

◆ 外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014
（AESJ-SRK008: 2014）【2014/12/22 発行】.....15

◆ 原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準： 2014
（AESJ-SC-RK007:2014）【2014/9/26 発行】 16

◆ 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準
（レベル1PRA 編）：2013（AESJ-SC-P008:2013）【2014/8/28 発行】.....17～18

◆ 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準： 2013
（AESJ-SC-RK006:2013）【2014/5/12 発行】.....19

◆ 原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2012
（AESJ- SC-RK005:2012）【2012/11/4発行】.....20～21

システム安全専門部会 .....22～52

◆ BWRの核熱水力安定性評価基準：2021(AESJ-SC-P007：2021)【2022/3/14 発行】..22～23

◆ 原子力発電所の高経年化対策実施基準:2021(AESJ-SC-P005:2021)
【2021/11/15 発行】.....24～26

◆ 加圧水型原子炉二次系の水化学管理指針:2020(AESJ-SC-S013:2020)
【2020/11/10発行】.....27～28

◆ 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)【2020/6/11 発行】.....29～30

◆ 沸騰水型原子炉の水化学分析方法―よう素 131 ： 2018（AESJ-SC-S009:2018）
【2019/12/26発行】.....31～32

◆ 沸騰水型原子炉の水化学分析方法ーコバルト 60 イオン：2018
（AESJ-SC-S010：2018）【2019/12/26 発行】.....33～34

◆ 沸騰水型原子炉の水化学分析方法ー金属不純物： 2018 （AESJ-SC-S011:2018 ）
【2019/12/26 発行】.....35～36

◆ 加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019（AESJ-SC-S008:2019）
【2019/11/22 発行】.....37～38

◆ 沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019（AESJ-SC-S007:2019）【2019/10/25 発行】
.....39～40

◆ 原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する
実施基準：2019(AESJ-SC-S005:2019)【2019/9/6 発行】.....41～43

◆ 原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015
（AESJ-SC- S006:2015）【2015/10/21 発行】.....44～45

◆ 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－放射性よう素：2010
（AESJ-SC-S004:2010）【2011/7/7 発行】.....46

◆ 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－溶存水素：2010（AESJ-SC-S003:2010）
【2011/7/7 発行】.....47

◆ 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素：2010 （AESJ-SC-S002:2010）
【2010/5/28 発行】.....48

◆ 統計的安全評価の実施基準：2008（AESJ-SC-S001:2008）【2009/5/29 発行】.....49～50

◆ ＢＷＲの核熱水力安定性評価基準：2007(AESJ-SC-P007:2007)【2009/1/31 発行】....51

◆ ＢＷＲにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003（AESJ-SC-P002:2003）
【2003/7/31 発行】.....52

基盤応用・廃炉技術専門部会 .....53～64

◆ 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞
実験実施 基準：2019(AESJ-SC-P003:2019) 【2020/5/12 行】.....53

◆ シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015（AESJ-SC-A008:2015）
【2016/7/15 発行】.....54～55

◆ 原子力施設の廃止措置の実施：2014(AESJ-SC-A003:2014) 【2015/11/25 発行】.....56

◆ 試験研究炉及び核燃料取扱施設等の廃止措置の計画：2013（AESJ-SC-A007:2013）
【2014/5/12 発行】.....57～58

◆ 発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方：2013（AESJ-SC-A006:2013）
【2013/12/20 発行】.....59

◆ γ線ビルドアップ係数：2013（AESJ-SC-A005:2013）【2013/12/11 発行】.....60

◆ 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル
計算実施基準：2011(AESJ-SC-A004:2011)【2012/8/1 発行】.....61

◆ 実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011(AESJ-SC-A002:2011)
【2011/12/26発行】.....62～63

◆ 放射線遮蔽計算のための線量換算係数：2010（AESJ-SC-R002:2010）
【2010/10/20 発行】.....64

原子燃料サイクル専門部会 .....65～93

◆ 使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2021（F002:2021）
【2022/3/23 発行】.....65

◆ ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順： 2019
（AESJ-SC-F022:2019）【2020/5/25 発行】.....66～67

◆ 中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順：2019 （AESJ-SC-F015:2019）
【2019/8/29 発行】.....68

◆ 浅地中処分の安全評価手法：2016（AESJ-SC-F026:2016）【2018/10/23 発行】....69～70

◆ 低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法：2016
【ピ ット処分及びトレンチ処分編】（AESJ-SC-F016:2016）【2018/8/8 発行】....71～72

◆ 余裕深度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法： 2015 （AESJ-SC-F014:2015 ）
【2015/9/1 発行】.....73

◆ 再処理施設の臨界安全管理における燃焼度クレジット適用手順：2014
（AESJ-SC- F025:2014）【2015/4/3 発行】.....74～75

◆ 使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び
検査基 準：2013(AESJ-SC-F006:2013）【2014/11/25 発行】.....76

◆ 浅地中トレンチ処分の安全評価手法：2013(AESJ-SC-F024:2013)【2014/3/10 発行】..77

◆ 浅地中ピット処分の安全評価手法:2012(AESJ-SC-F023:2012)【2013/7/19 発行】.78～79

◆ ウラン取扱施設におけるクリアランスの判断方法： 2010(AESJ-SC-F020:2010)
【2012/2/20 発行】.....80

◆ 余裕深度処分施設の施設検査方法：2010（AESJ-SC-F019:2010）【2011/5/31 発行】..81

◆ 余ピット処分施設の施設検査方法：2010（AESJ-SC-F018:2010）【2011/3/4 発行】...82

◆ トレンチ処分施設の施設検査方法：2010（AESJ-SC-F017:2010）【2011/2/10 発行】..83

◆ 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008（AESJ-SC-F013:2008）
【2009/9/30 発行】 84

◆ 余裕深度処分の安全評価手法：2008（AESJ-SC-F012:2008）【2009/5/29 発行】.....85

◆ 返還廃棄物の確認に関する基本的考え方：2011（AESJ-SC-F011:2011）
【2012/5/17 発行】.....86

◆ 使用済燃料中間貯蔵施設用コンクリートキャスク及びキャニスタ詰替装置の安全設計
及び検査基準：2007（AESJ-SC-F009:2007）【2007/7/18 発行】.....87

◆ 収着分配係数の測定方法-深地層処分のバリア材を対象とした測定の基本手順：2006
（AESJ-SC-F008:2006）【2006/11/10 発行】.....88

◆ クリアランスの判断方法：2005（AESJ-SC-F005:2005）【2005/8/12 発行】.....89

◆ 臨界安全管理の基本事項：2004（AESJ-SC-F004:2004）【2005/1/25 発行】.....90

◆ 収着分配係数の測定方法―浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順：
2002（AESJ-SC-F003:2002）【2003/9/10 発行】 91

◆ 使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準： 2010
（AESJ-SC-F002:2010）【2010/7/31 発行】.....92

◆ 使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物・低レベル放射性廃棄物輸送
容器定期点検基準：2008（AESJ-SC-F001:2008）【2009/9/30 発行】.....93

英語版標準 .....94～103

◆ A STANDARD FOR PROCEDURE OF SEISMIC PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT FOR NUCLEAR POWER PLANTS:2015 (AESJ-SC-P006E:2015)【2020/6/4 発行】.....94～95

◆ TERMS AND DEFINITIONS SHARED BY THE RISK ASSESSMENT STANDARDS FOR NUCLEAR FACILITIES: 2018 (AESJ-SC-RK003E:2018)【2020/2/27 発行】.....96

◆ AESJ GUIDE FOR THE ASSESSMENT OF NUCLEAR SIMULATION CREDIBILITY: 2015 (AESJ-SC-A008E:2015)【2020/1/31 発行】.....97～98

◆ CODE ON IMPLEMENTATION AND REVIEW OF NUCLEAR POWER PLANT AGEING MANAGEME PROGRAMS: 2015(AESJ-SC-P005E:2015)【2019/12/6 発行】.....99～101

◆ IMPLEMENTATION STANDARD CONCERNING THE TSUNAMI PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS:2011 (AESJ-SC-RK004E:2011)【2013/4/12 発行】....102～103

技術レポート .....104～125

◆ 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-TR009-1:2021）【2022/3/30 発行】.....104～105

◆ 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方：2021（AESJ-SC-TR018：2021）【2022/3/4 発行】.....106

◆ “日本原子力学会標準 原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針:2015”のより良い理解のために(AESJ-SC-TR017:2020)【2020/12/25 発行】...104～108

◆ リスク評価の理解のために：2020（AESJ-SC-TR011:2020)【2020/8/12 発行】..109～112

◆ 原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～（AESJ-SC-TR016:2019）【2019/12/25 発行】.....113～115

◆ 再処理施設における原子力安全の基本的考え方について（AESJ-SC-TR013:2016）【2018/5/9 発行】.....116

◆ 継続的な安全性向上対策採用の考え方について（AESJ-SC-TR012:2015）【2017/12/18 発 行】.....117

◆ 原子力安全の基本的考え方について 第 II 編　原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について(AESJ-SC-TR007:2014)【2016/4/27 発行】..118

◆ 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（AESJ-SC-TR009:2015）【2015/10/21 発行.....119～120

◆ 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準の評価 適用事例集：2012（AESJ-SC-TR006:2012）【2013/4/12 発行】.....121

◆ 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（AESJ-SC-　TR005:2012）【2013/6/4 発行】＆ 第 I 編別冊 深層防護の考え方（AESJ-SC-TR005(ANX)：2013）【2014/5/20 発行】＆ 第 I 編別冊 2 深層防護の実装の考え方（AESJ-SC-TR005(ANX2):2015）【2016/8/19 発行】.....122～124

◆ 収着分配係数の測定方法-浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順及び深地層処分のバリア材を対象とした測定の基本手順-：2006(AESJ-SC-TR001:2006)【2006/11/10 発行】.....125

＜要旨＞

リスク専門部会

◆原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）：2021(AESJ-SC-P009:2021）【2021/11/5 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,350 円　会員価格：16,280 円

内容紹介：

原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）2021 は，日本原子力学会が標準委員会・　リ　ス　ク　専門部会の傘下に設けられたレベル 2PRA 分科 会において改定を検討し，リスク専門部会，標準委員会での審議を経て策定・　発行したものです。こ の標準は，原子力発電所の出力運転状態にある原子力発電所を対象とする確率論的リスク評価のうち，　内的事象又は地震に起因したレベル 2PRA を実施する場合の有すべき要件について，PRA 実施の手　順を踏まえて実施基準として規定したものです。

今回の改定は，2016 年に発行した“原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）2016”について適用範囲を内的事象から地震に拡張すること，さらに内的事象レベル 2PRA について最新知見の反映を行うことを目的とします。レベル 2PRA は，原子力発電所から環境への放射性物質の大量放出につながる潜在的なリスクを把握することを目的に実施するもので，その適用範囲を外的事象に拡張することは，東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の経験から喫緊の課題と考えています。

一方で，レベル2PRA は，レベル1PRA とは異なり，技術的な不確定要素が極めて大きい技術分野であり，改定作業の開始時には国内における地震レベル2PRA 実施事例が限られている状況にあること，さらに規制機関においてもレベル2PRAの活用方法が検討段階にあったことから，改定に先立ち，国内外の関連する規格基準や実施事例，研究知見を幅広く情報の収集・　分析を行い，課題の抽出を慎重に行いました。抽出された課題としては，地震レベル2PRA 特有の実施事項（地震による格納容器の耐性評価，ぜい弱化影響，ソースタームへの影響，余震の影響など）に加え，適用範囲に関する事 項（マルチユニット，使用済み燃料プールの扱いなど）が挙げられました。改定作業では，これらの 抽出された課題を中心に，実施基準への反映を検討し，技術的に規定とするには研究途上で時期尚早 のものについては，その考え方や事例，といった標準の利用を助ける参考情報を附属書（参考）や解 説にできるかぎり記載することとしました。

また，今回の改定で調査及び反映をおこなった国内外の主要な知見としては，ASME/ANS PRA 標準や EPRI の実施ガイド，欧州PSA プロジェクトASAMPSA_E 及び ASMPSA2 報告書が挙げられます。また先行して発行されているレベル1PRA，レベル3PRA　及び地震PRA　に関する実施基準との整合性確認を図り，引用が必要な事項と本実施基準に記載が必要な事項の明確化を行い，必要な反映を

行いました。このように内的事象及び地震を適用範囲とするレベル2PRA に関連して，現時点で得られる知見としては網羅的に反映を行った上で，今回の発行に至っております。

福島第一原子力発電所事故以降，我が国の原子力発電所の安全性向上に対する PRA の役割は重要性を増しています。レベル2PRAの実施により，リスク情報を活用した意思決定に役立つ見識を得て，評価対象とする原子力発電所のぜい弱性を特定し対策につなげようとする場合，又は原資の最適な配分を行い，継続的な安全性向上を効果的に実施する場合の共通の基盤が形成される一助になると考えています。

◆原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2021(AESJ-SC-RK009:2021）【2021/8/31 発行】

販売価格：税込）　　定価：23,650 円　会員価格：19,250 円
内容紹介：
　原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2021 は，日本原子力学会標準委員会がリスク専門部会の下に外的事象 PRA 分科会，断層変位 PRA 作業会を設けて検討し，リスク専門部会，標準委員会での審議を経て制定・ 発 行し
たものです。原子力発電所の出力運転状態における断層変位を起因として発生する事故に関する確率論的リスク評価（断層変位 PRA）の有すべき要件について，PRA 実施の手順を踏まえて実施基準として規定したものです。
　2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれに続く津波によって環境に放射性物質が放出される事態に至った福島第一原子力発電所事故を契機に，個別の原子力発電所において重要なハザードを同定し，安全性向上に関わる意思決定を適切に行う上で，決定論的な評価を補完するものとして，PRA　をはじめとするリスク評価から得られる情報を活用することが重要かつ必要であるとする認識が広く共有されるようになりました。
　この標準では，起因となる外的事象として断層変位を対象としています。
　我が国は地震国であり，その地盤の成り立ちから多くの断層が存在しています。そのため，高い安全性が求められる原子力発電所の設置に際しては，詳細な地形・　地質，地盤，地震等に関する調査・　検討が行われております。しかしながら，“想定外”を可能な限りなくすという観点から，原子力発電所の施設近傍で活断層が活動した場合等において，重要施設設置地盤にある断層の位置で変位が生じて，原子力発電所の機能に影響が生じる可能性とその影響について，定量的なリスクを評価できる手法を整備しておくことは重要です。そして，そのような手法に関する標準を迅速に制定することは，標準委員会の活動として重要なことであると考えています。
　断層変位に関して，ハザードの評価のみならず，施設のフラジリティ評価及び事故シーケンス評価も含めて，PRA 等のリスク評価を実施して，安全設計，運転管理，アクシデントマネジメント策等，及び，それらに対する安全規制による確認を含む工学的対処の有効性について検討するとともに，残存するリスクを把握し，安全性向上対策等に関わる意思決定に活用していくことが必要です。
　以上の認識の下，日本原子力学会として，“**AESJ-SC-RK009：2021** 原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2021”を制定しました。
　制定に際しては，断層変位のハザード評価に加えて，特に近年の断層変位に対する施設のフラジリティ評価及び事故シーケンス評価に関わる研究開発の進展を踏まえ，断層変位 PRA を実施する場合の考え方，満足すべき要件，具体的な方法等について，関連する分野

の専門家の参画を得た分野横断的な調査検討を行うことによって，最新の知見の体系として整理しました。

産業界，規制機関等の関係者において，この標準に基づく断層変位 PRA の実施等，断層変位に対する原子力発電所の安全性を客観的に分析することが進められることによって，継続的な安全性向上を効果的に実現するための共通の基盤が形成される一助になると考えています。

◆原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル１PRA 編）：2019(AESJ-SC-P001:2019)【2019/10/4 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円
内容紹介：
　原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）2019 は，一般社団法人 日本原子力学会標準委員会のリスク専門部会に設けられているレベル 1PRA 分科会において検討し，リスク専門部会及び標準委員会での審議を経て策定・　発行したものです。この標準は，原子力発電所の停止状態における内的事象に関する安全性を総合的に評価することを目的に実施する確率論的リスク評価（PRA）のうち，
炉 心損傷又は燃料損傷の発生頻度までを評価するレベル 1 の PRA を実施する場合の要件及び それを満たす具体的な方法を実施基準として規定したものです。
　原子力施設の PRA の対象とする領域は，対象施設，その運転状態，想定すべき事象の範囲，評価する指標の範囲等に応じて多岐にわたります。原子力発電所を対象とする場合には，一般的に，運転状態については，出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し，想定すべき事象については，その発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きるランダムな故障や人的過誤を対象とする内的事象の PRA と地震や火災等を対象とする外的事象☆PRA　に大別されます。また，これを評価する指標の範囲については，炉心損傷又は燃料損傷の発生頻度までを評価するレベル 1PRA，これに加えて格納容器破損の発生頻度及びその場合の放射性物質の環境への放出の量やタイミング等（ソースターム）までの評価を行うレベル 2PRA，さらに，公衆や環境への影響の発生頻度と大きさまでを評価するレベル 3PRA に分類されます。このように評価範囲が多岐にわたることから，当学会における PRA の実施に関する標準の整備は国内での活用のニーズや PRA 技術の整備状況を考慮して，段階的に進められています。
　本標準は，“原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施手順（レ ベル 1PSA 編）2010”が発行後 5 年経過したことから改定するものです。この間には，福島
第一原子力発電所の事故があり，事故の経験と反省に基づく技術的検討を行いました。また，ASME/ANS から低出力／停止時 PRA 標準の試行版が示されるなど，前回の標準制定後に蓄積された新知見及び評価経験等と合わせて，出力運転時レベル 1PRA の実施基準である“原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1 PRA 編）：2013”の策定における議論を踏まえ，改定しています。解説 1　　制改定の趣旨及び主要な改定点　参照）
さらに，PRA　の結果を意思決定に利用する場合に，特に手法やデータに伴う限界及び不確実さを十分に認識し，利用目的に応じて決定論的な解析や専門家判断など PRA 以外の参考情報と適切に組合せて判断することが重要であることを踏まえて，こうした判断に必要な PRA 実施過程での前提条件や不確実さの情報が明示されるべきことにも留意しました。

◆核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018　(AESJ-SC-P011:2018)
【2019/6/12 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円
内容紹介：
　核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：2018は，(一社)日本原子力学会が標準委員会リスク専門部会核燃料施設リスク評価分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て策定・発行したもので，核燃料施設のうち，ウラン燃料加工施設，MOX燃料加工施設，ウラン濃縮施設，及び再処理施設における内的事象及び外的事象のうち地震を起因として発生する事故を対象としたリスク評価を実施する際の要件及びそれを満たす具体的な方法を実施基準として規定したものです。
　福島第一原子力発電所事故を契機として，過酷事故の発生頻度と影響の大きさを科学的合理的に見積ることのできる確率論的リスク評価などによるリスク評価の重要性がクローズアップされ，その結果を事業者の安全確保対策及び規制内容に反映させることが，従来にも増して必要になってきています。
　我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，リスク評価手法及び基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められています。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が絶対的に少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあります。また，核燃料施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題となっています。
そこで，標準委員会では，リスク専門部会の下に核燃料施設リスク評価分科会を新たに設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じて適切な手法が選択できる体系的なリスク評価の実施基準を作成しました。

◆原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016 （AESJ-SC-RK004:2016）【2019/5/15 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円
内容紹介：

原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016 は，日本原子力学会が標準委員会・　リ　ス　ク　専門部会の下に，外的事象 PRA 分科会，津波 PRA 分科会を設けて検討し，リスク専門部会，標準委員会での審議を経て策定・　発行したものです。

原子力発電所の出力運転状態における津波を起因として発生する事故に関する確率論的リスク評価（津波 PRA）の有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を PRA 実施の手順を踏まえて実施基準として規定したものです。

標準を策定することを使命とする標準委員会，原子力事故に伴うリスク評価の実施基準策定を使命とするリスク専門部会にとって，2011 年 3 月 11 日は銘記すべき日となりました。同日 14 時 46 分に東北地方太平洋沖地震が発生しました。およそ 40 分後から津波が相次いで来襲し，福島第一原子力発電所では全交流電源喪失と最終ヒートシンクの喪失が発生する事態になりました。その後，交流電源が復旧することなく炉心損傷，燃料溶融，放射性物質の放出に至りました。さらに，この事故の対処に大きな影響を及ぼしたのは，原子炉建屋の水素爆発でした。原子炉のみではなく，原子炉建屋内の燃料プールも冷却が十分にできない事態に陥りました。

このような深刻な事故を踏まえ，日本原子力学会標準委員会ならびにリスク専門部会は，津波 PRA 分科会を設置して津波 PRA 実施基準を作成するとの声明を発表しました。標準委員会ならびにリスク専門部会の，津波リスクを評価することが喫緊の課題であるとの判断を示すものです。日本の原子力施設では外的事象，特に地震とそれに随伴する事象のリスクが支配的であること，それに起因する包括的なリスク評価を求めるべきであることを改めて認識するところです。

これらの議論を受けて，日本原子力学会では，津波単独の影響に対応するリスク評価実施基準として“**AESJ-SC-RK004：2011** 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011”を策定しました。また，標準発行後の最新の研究知見の集約として“**AESJ-SC-TR006：2012** 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準の評価適用事例集：2012”を発行しました。

原子力発電所の PRA は，確率論を用いて原子力発電所のリスクを総合的かつ定量的に評価する手法で，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電所の内部で起きる機器故障及び人的過誤など内的事象に起因する PRA と，地震又は火災などの外的事象に起因する PRA に大別されます。炉心又は燃料が損傷に至る事象に着目して，事故シナリオ及び損傷後の事象進展を同定し，その発生頻度及び影響を分析することによって，安全設計・　運転管理・　**安**

規制などの広い分野における意思決定プロセスを支援する効果的な手段と認識されています。

我が国は世界でも有数の地震国であることから，地震に関する研究が早期から精力的に行われてきました。関連して，津波の発生及び被害に関しても研究成果が積み重ねられてきました。原子力発電所の地震 PRA においては，地震に関する研究成果及び耐震技術開発の実態を踏まえて，研究機関及び産業界において評価手法の整備検討が進められ，日本原子力学会では，地震重畳を対象としたリスク評価手法に拡張すべく段階的に検討を進めてきており，地震 PRA 標準につき，他の外部事象との重畳を考慮した“**AESJ-SC-P006 : 2015** 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015”として改定を行いました。津波 PRA 標準については，地震 PRA 標準の改定内容と整合性を取るとともに，地震と津波の重畳に加え他の要因によって発生する津波に対応する標準としました。ここに述べた状況を踏まえ，津波 PRA を実施する場合の考え方，満足すべき要件及び具体的な方法について調査検討を行い，関連する分野の専門家の意見を踏まえ，津波 PRA の実施基準を規定することにしたものです。

◆原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2018　(AESJ-SC-RK003:2018)【2019/4/22 発行】

販売価格：税込）　定価：10,312 円　会員価格：8,250 円

内容紹介：

“原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2018”は，日本原子力学会標準委員会が制定する複数のリスク評価標準に共通する「用語及び定義，略語」について検討し，リスク専門部会，標準委員会での審議を経て策定・ 発 行 したものです。

標準委員会が制定する標準には，用語及び定義，略語」が記載されています。記載されている用語には，既発行の複数のリスク評価標準にて重複しているものがあります。また，それぞれの標準に適合するべく表現を見直している場合も見られます。これは，標準の制定時期によって，用語の定義を見直し，より適切なものに改訂されることによっています。

新たに標準を作成する場合に，用語及び定義，略語」を定めるにあたり，既発行の標準の調査を実施していますが，引用規格に記載されている用語も必要に応じて記載しています。その場合には，複数の標準にて定義される「用語及び定義，略語」を相互に整合させる ことが必要となります。

標準を利用する立場の観点からは，いくつかの問題点が指摘されます。まず，標準によって用語の定義が異なる場合には混乱を引き起こす可能性があります。次に，他の標準と共通の用語とその標準特有の定義として使用する用語が同列に記載されているため，両者の判別が困難となります。

標準委員会が制定する複数のリスク評価標準に共通する「用語及び定義，略語」について共通用語をこの標準内で定義することにより，これらの課題に対処することといたしました。また，この標準において，従来はリスク専門部会で整備する標準の用語に限られていましたが，今回の改定に当たっては，システム安全専門部会で整備する標準からもこの標準が引用規格とされていることを踏まえて，日本原子力学会標準委員会が発行する，より広範なリスク評価標準で共通に使用する用語を取り扱うこととしています。

◆原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル３PRA 編）：2018 (AESJ-SC-P010:2018)【2018/10/26 発行】

販売価格：税込）　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円
内容紹介：

原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）2018 は，←社）日本原子力学会が標準委員会リスク専門部会レベル 3PRA 分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て策定・　発行したもので，原子力発電所の確率論的リスク評価（以下，PRA と呼ぶ）のうち，環境への放射性物質の放出による公衆の健康影響及び経済影響を評価するレベル 3 の PRA を実施する際の要件を規定するとともに，それら要件を満たす具体的方法をとりまとめたものです。

原子力発電所の PRA は，確率論を用いて原子力発電所のリスクを総合的かつ定量的に評価する手法であり，炉心や燃料の損傷に至る事象に着目して，損傷に至る事故シーケンスや損傷後の事象進展を同定することによって，発生頻度と影響について推定を行うことができます。PRA　の特徴は，原子力発電所のリスクに関わる評価を現実的な仮定のもとに論理的かつ包括的に行うことができること，安全性に影響を与える要因について定量的な考察が可能であること，原子力発電所やその構成設備に関する特性や現象論に関する知識・　データの不確実さとそれらによりもたらされる評価結果の不確実さを明示することができること　などにあります。

原子力発電所の PRA が対象とする領域は，対象施設やその運転状態，想定すべき事象の範囲，評価する指標の範囲などに応じて多岐に渡ることから，当学会における PRA 標準の整備は国内での活用のニーズや PRA 技術の整備状況を考慮して，段階的に進められています。

今回の改定は，2009 年に発行した“原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レ　ベル 3PSA 編）2008”が発行後 5 年を経過したことから改定するものであります。改定に当　たっては USNRC の SOARCA(State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses)プロジェクトな　どの最新知見の反映や，福島第一原子力発電所事故の教訓を取り込み制定された原子力規　制委員会の原子力災害対策指針に基づく，我が国の原子力災害対策の現状を反映させると　ともに，品質や透明性の確保が適切に行われるよう，要求事項の見直しを行いました。　また，原子力発電所において，今後，更なる安全性向上に資するための対策を実施するに当　たり，安全性のみならず経済的な面での定量的な効果を把握することは，対策に係る意思決　定の一つの判断材料となります。今回の改定では経済的影響の大きさを評価するに当たっ　て必要な事項について追加し，提供しています。

◆原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015（AESJ-SC-RK001:2015）【2016/11/7 発行】

販売価格：税込）　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円
内容紹介：

原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015 は，日本原子力学会が標準委員会リスク専門部会の下にレベル 1PRA 分科会を設けて検討し，リスク専門部会及び標準委員会での審議を経て策定・　発行したものです。この標準は，原子力発電所を対象とする確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment：PRA）を実施する場合に必要とされるパラメータに対し，その推定を行う際の技術的要求事項を定め，要求事項 の実現のために使用できる方法を規定したものです。

原子力発電所に対する PRA は，確率論を用いて原子力発電所のリスクを総合的かつ定量的に評価する手法であり，そのうちのレベル 1PRA は，炉心の損傷に着目し，それに至る事故のシナリオを同定することによって，炉心損傷の発生頻度を推定します。

近年，我が国では，原子力発電所における安全確保活動の合理性，客観性，及び透明性を向上させ，安全で効率的な原子力発電所の運営を実現させるべく，原子力発電所の設計，運転，保守に関する分野においてリスク情報を本格的に活用する検討がなされてきたことから，日本原子力学会標準委員会では，確率論的リスク評価に関する標準類の制定及び改定を進めてきました。

さらに，福島第一原子力発電所事故を契機として，シビアアクシデントの発生頻度と影響の大きさを科学的かつ合理的に見積ることのできる PRA が重視され，PRA から得られる知見を事業者の安全確保活動及び国の規制活動に反映させることが急務となっています。このため，レベル 1PRA 関連の標準については，評価手法の更新及び PRA の品質確保に関する事項の充実化が，従来にも増して重要となっています。

このような状況を考慮すると，PRA 用パラメータについて，国内実績データからの推定，推定結果の不確実さをも把握した上での PRA への適用は，PRA の品質の向上に大きく寄与するものと考えられます。

今回の改定では，2010 年に制定した“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”が制定後 5 年を経過したことから定例改定するものです。今回の改定にあたっては，この標準に記載する技術的要求事項を実現するために，日本原子力学会での他の標準整備の進捗状況を踏まえて相互の整合性を考慮しながら，“ASME/ANS PRA 標準”の要求事項等，前回の標準制定後に蓄積された新知見及び評価経験等を反映していま す。

また，この標準では，最新の知見及び国内での技術的検討から，不確実さの評価を適切に取り扱い，事例の少ないケースも含め広範囲のデータを対象とし，しかもパラメータ及びデータの不確実さを適切に評価するためにも，汎用性及び理論的整合性に優れた，ベイズ統計

手法によるパラメータの推定を推奨しています。また，標準の構成として，本文で要求事項を述べるとともに，附属書（参考）で具体的な手順及び国内での活用事例等を例示しました。 なお，この標準に記載した技術的要求事項及び方法は，パラメータを推定する場合に統計学 上の適用条件が同じであれば，統計的手法によって推定する全ての PRA でのパラメータ推 定において共通して用いることができます。

◆原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015（AESJ-SC-P006:2015）【2015/12/25 発行】

販売価格：税込）　定価：37,812 円　会員価格：30,250 円
内容紹介：

原子力発電所の地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015 は，日本原子力学会が標準委員会・リスク専門部会の下に地震 PRA 分科会を設けて改定を検討し，リスク専門部会，標準委員会での審議を経て策定・　発行したものです。原子力発電所の出力
運転状態における地震を起因として発生する事故に関する確率論的リスク評価(PRA)の有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を，PRA 実施の手順を踏まえて実施基準として規定したものです。

今回の改定は，2007 年に発行した“原子力発電所の地震を起因とした確率論的リスク評価実施基準：2007”が発行後 5 年を経過したことから改定するものでありますが，改定に当たっては，最新知見を踏まえた地震 PRA 技術の向上を反映させるとともに，品質や透明性の確保がより適切に行われるよう，要求事項の見直しを行いました。特に，2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震とそのおよそ 40 分後に相次いで襲来した津波により，福島第一原子力発電所の炉心溶融，放射性物質の放出に至った事故からの教訓や知見は重要なものです。

標準委員会並びにリスク専門部会では，このような深刻な事故を踏まえ，地震 PRA 分科会，並びに傘下の 3 作業会（地震ハザード評価作業会，建屋・機器フラジリティ評価作業会，事故シーケンス評価作業会）を再開し改定作業を開始しました。改定に当たっては，まず地震 PRA 改定に必要な課題を抽出し，それらを実施基準として規定することが短期に可　能なものと，技術開発なども伴い規格化を中長期に進めていくものとに仕分けし，前者は本　実施基準の規定に記載することとしました。中長期的な課題についても，関連する研究，技　術開発の動向などを附属書参考に記載することで，利用者との情報共有を図りました。さらに，改定のもう一つの特徴は，地震に随伴する様々な事象の PRA が可能なように，本実施　基準において担うべき点は規定したことです。地震により誘起される事象は内部火災，内部　溢水，そして津波との重畳と，多岐多様な事故様態を示します。これらについては，ハザード評価は地震 PRA 実施基準から提供され，シーケンス評価は，当該の地震随伴事象に対する PRA 実施基準において展開されます。フラジリティについては，対象となる機器・構造物のフラジリティ評価の方法を地震 PRA 実施基準のフラジリティの箇条にて提供できるようにしておく，という分担を考えました。例えば，地震と津波の重畳の PRA を行う場合には，本実施基準で，津波対策の機器（防潮堤，水密扉など）のフラジリティ評価の方法を規　定しています。これらの改定点については，各分野の項目毎に，解説 1　制改定の趣旨及び主要な改定点に記載しました。

以上の改定を行った地震 PRA 実施基準を用いて地震あるいは地震随伴の事象による PRA を行うことにより，より広い範囲の事象に対して原子力発電所の安全性を向上させることができるリスク情報を獲得することが可能です。

◆外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014（AESJ-SC-RK008:2014）【2014/12/22 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円
内容紹介：

外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014 は，日本原子力学会が標準委員会・ リ ス ク 専門部会にて，原子力発電所に対する外部ハザードの同定，それぞれに相応しいリスク評価方法を選ぶ一連のプロセスを実施基準として規定し，リスク専門部会，標準委員会での審議を経て策定・ 発行したものです。2011 年 3 月に発生した東北地 方太平洋沖地震とそれに伴う津波による福島第一原子力発電所事故以来，地震，津波などの 外部ハザードの影響を評価し対策を立てることの重要性が増しています。新しい規制基準 においても，自然現象と外部人為事象に対する設計上の考慮を求めているところです。これ らの外部ハザードに対するリスク評価については，リスクの大小を見ることだけが目的で はなく，その対策を立てることに大きな目的があるため，全ての外部ハザードに対して確率 論的リスク評価（PRA）等の詳細なリスク評価が必要ではなく，リスク評価方法としては， 定性的な評価，ハザード分析（発生頻度又は影響），裕度評価，決定論的な炉心損傷頻度（CDF） 評価など，様々な方法が考えられます。そこで，リスク専門部会では，原子力発電所に対し て脅威を与える可能性のある潜在的な外部ハザードを同定し，発生頻度とプラントに対す る影響の観点から，それらの外部ハザードに関するリスク評価方法を選定するプロセスを 作成しました。これによれば，対象とした全ての外部ハザードに対する原子力発電所の安全 性を把握することができ，各ハザードに対する適切な対策の検討につながることが期待で きます。

◆原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2014（AESJ-SC-RK007:2014）【2014/9/26 発行】

販売価格：税込）　　定価：17,187 円　会員価格：13,750 円

内容紹介：

原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2014 は，日本原子力学会が標準委員会リスク専門部会火災 PRA 分科会，同専門部会，同委員会の審議を経て，制定したもので，出力運転状態にある原子力発電所の内的要因で発生する火災を起因とする事故に関する確率論的リスク評価（PRA）の有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を，PRA 実施の手順を踏まえて実施基準として規定したものです。2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故は，津波という単一の原因によって，複数の安全上重要な設備が一度に機能喪失してしまった事故（共通原因故障）ですが，火災という現象も，津波と同様に，このような安全上重要な設備の共通原因故障を引き起こす恐れがあります。実際，1975 年 3 月に発生した米国ブラウンズフェリー1 号機における火災では，一つの火災が複数の安全系機器の誤作動，誤表示を引き起こし，プラントの状態を確認できない事態に陥りました。この事故以降，我が国の原子力発電所においては，種々の火災防護対策を施してきましたが，福島第一原子力発電所事故が津波による共通原因故障に起因した大事故であったことに鑑みるならば，設計想定の範囲を超える火災についても，そのリスクを評価し，脆弱な点を摘出し，それに対する対策を施すことが，原子力発電所のより一層の安全性向上のために必要なことと考えます。この火災によるリスクを定量的に評価するために，火災 PRA という技術が既に開発されており，それを用いることにより，火災による起因事象の発生と，それに続く安全上重要な設備の共通原因故障が炉心や格納容器などに及ぼす影響を分析することが可能となっています。この標準を活用することにより，原子力発電所の火災リスクの把握と，火災に対する弱点の摘出が可能となりますので，その結果を原子力発電所の設計・　建設・　運転保守管理に用いることにより，原子力発電所のより一層の安全性向上に資す ることができるものと考えます。

◆原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レ ベル 1PRA 編）：2013（AESJ-SC-P008:2013）【2014/8/28 発行】

販売価格：税込）　　定価：17,187 円　会員価格：13,750 円

内容紹介：

原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013 は，日本原子力学会が標準委員会リスク専門部会の下にレベル１PRA 分科会を設けて検討し，リスク専門部会及び標準委員会での審議を経て策定発行したものです。この標準は，原子力発電所の出力運転状態における内的事象に関するリスクを総合的に評価することを目的に実施する確率論的リスク評価(PRA)のうち，炉心損傷の発生頻度までを評価するレベル 1 の PRA を実施する場合の要件及びそれを満たす具体的な方法を実施基準として規定したものです。原子力発電所の PRA は，確率論を用いてそのリスクを総合的かつ定量的に評価する手法であり，炉心又は燃料の損傷に係る事象に着目して，損傷に至る事故シナリオ及び損傷後の事故進展を定量化することによって，発生頻度と影響を推定することができます。PRA の特徴は，原子力発電所のリスクにかかわる評価を現実的な仮定の基に論理的かつ包括的に行うことができること，リスクに影響を与える要因について定量的な考察が可能であること，及び原子力発電所やその構成設備に関する特性ならびに現象論に関する知識・ デ ー タ の 不確実さとそれらによりもたらされる評価結果の不確実さを明示することができることなどにあります。PRA については，1975 年に米国で公表され　た原子炉安全研究(WASH-1400)”を出発点として，各国で技術開発，事例適用，及び応用研　究が進められてきた結果，今日では，PRA は安全規制を含む安全設計・ 運 転 管理等の広い 分野における意思決定プロセスを支援する効果的な手段と認識されています。また，2011 年3月に発生した福島第一原子力発電所事故は，津波によって建屋内部に浸水するなどの影響によって，複数の安全上重要な設備が機能喪失してしまった事故ですが，このような安全上重要な設備の共通原因故障が炉心や格納容器などに及ぼす影響を分析する手段としても，PRA は非常に有用な技術です。我が国におけるPRA の適用例としては，アクシデントマネジメント策の有効性検討及び定期安全レビューにおける原子力発電所の定量的安全評価がありますし，規制当局においては，2012 年に新設された原子力規制委員会において，新しい安全規制の中で PRA　を積極的に活用していくことが検討されています。このように，PRAの有効性が認識され，その活用が進んでくるにつれて，PRA　に関する品質及び透明性の確保がより重要な課題となってきています。これらの資質を確保するためには標準的な評価手順を提示することが有効な手段であると考えられるため，標準委員会では，その活動の一環として原子力施設の PRA の実施に関する標準の整備を行っています。原子力発電所を対象とする PRA においては，一般的に，運転状態については，出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し，想定すべき事象については，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因する PRA 並びに地震，津波などの外的事象に起因する PRA に大別されます。

またこれを評価する指標の範囲は，炉心損傷頻度までを評価するレベル 1PRA，レベル 1PRA の結果を受けて格納容器破損　頻度及び放射性物質の環境への放出量やタイミングなど（ソースターム）を評価するレベル 2PRA，さらに，ソースタームをもとに公衆や環境への影響の頻度と大きさ（リスク）を評価するレベル 3PRA に分類されます。このように評価範囲が多岐に渡ることから，当学会における PRA 標準の整備は国内での活用のニーズ，PRA 技術の整備状況などを考慮して，段階的に進められています。本標準は，”原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 1PSA 編）：2008″が発行後 5 年を経過したことから改定するものであり，改定に当たっては，最新知見を踏まえた PRA 技術の向上を反映させるとともに，品質や透明性の確保がより適切に行われるよう，要求事項の見直しを行いました。さらに，PRA の結果を意思決定に利用する場合に，特に手法やデータに伴う限界及び不確実さを十分に認識し，利用目的に応じて決定論的な解析や専門家判断など PRA 以外の参考情報と適切に組合せて判断することが重要であることを踏まえて，こうした判断に必要なPRA 実施過程での前提条件や不確実さの情報が明示されるべきことにも留意しました。

◆原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準：2013（AESJ-SC-RK006:2013）【2014/5/12 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円
内容紹介：

原子力発電所の確率論的リスク評価（PRA）の品質確保に関する実施基準：2013 は，日本原子力学会が標準委員会リスク専門部会の下に PRA 品質確保分科会を設けて検討し，リスク専門部会及び標準委員会での審議を経て策定・ 発行したものです。
この標準は，原子力学会標準委員会が発行する PRA 標準を適用して実施する PRA の品質を確保する品質保証活 動，専門家判断の活用及びピアレビューに関する基本的な要求事項を実施基準として規定 したものです。原子力発電所の PRA の特徴は，リスクにかかわる評価を現実的な仮定の基 に論理的かつ包括的に行うことができること，リスクに影響を与える要因について定量的 な考察が可能であること，及び原子力発電所やその構成設備に関する特性並びに現象論に 関する知識・デ ータの不確実さとそれらによりもたらされる評価結果の不確実さを明示することができることなどにあります。PRA は，米国をはじめ各国で技術開発，事例適用，及 び応用研究が進められてきた結果，今日では，安全規制を含む安全設計・ 運転管理等の広い分野における意思決定プロセスを支援する効果的な手段と認識されています。我が国では， PRA は 1990 年代前半にアクシデントマネジメント策の有効性検討へ適用され，1990 年代 後半以降の定期安全レビューにおいて活用されてきました。2011 年 3 月に発生した福島第 一原子力発電所事故では，安全上重要な設備の広範囲な共通原因故障から炉心の大規模な 損傷と環境への放射性物質の放出という事態に至ってしまいました。しかし，PRA は共通 原因故障の炉心・ 格納容器などへの影響評価，重大な事故につながる複雑な事故シーケンスの抽出などに有効な手法であり，2012 年に新設された原子力規制委員会において，新しい 安全規制の中で PRA を積極的に活用していくことが検討されています。このように，PRA の有効性が認識され，その活用が進んでくるにつれて，PRA に関する品質確保がより重要 な課題となってきます。現在までに発行された PRA の手法に関連した標準PRA 手法標準）には，“PRA の品質を確保するための方策”として本文及び附属書(規定)に専門家判断の活 用，ピアレビュー，及び品質保証活動の３項目が規定されています。しかし，最近の PRA 標準の審議過程での意見から，専門家判断の活用，品質保証活動など見直すべき点も出てき ています。また，10 を数える PRA 標準に同様の規定内容が書かれていることは更新時に手 間がかかり，間違いを誘起し易いと考えます。このように評価範囲が多岐に渡ることから， 当学会における PRA 標準の整備は国内での活用のニーズ，PRA 技術の整備状況などを考慮して，段階的に進められています。これらの問題を解決するために，複数の PRA 手法標準に分散している規定を統合した独立した標準として PRA 品質確保の実施基準を策定することにいたしました。

◆原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2012（AESJ-SC-RK005:2012）【2012/11/4 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2012 は，日本原子力学会が標準委員会リスク専門部会の下に内部溢水 PRA 分科会を設けて検討し，リスク専門部会及び標準委員会での審議を経て策定及び発行したものです。原子力発電所の出力運転状態における内部溢水を起因として発生する事故に関する確率論的リスク評価（PRA）の有すべき要件及びそれを満たす具体的方法を，PRA 実施の手順を踏まえて実施基準として規定したものです。原子力発電所の PRA は，確率論を用いて原子力発電所のリスクを総合的かつ定量的に評価する手法であり，炉心及び／又は燃料が損傷に至る事象に着目して，損傷に至る事故シナリオ及び損傷後の事象進展を同定し，その発生頻度及び影響について推定することができます。各国で PRA の技術開発及び事例適用，応用研究が進められてきた結果，今日では，PRA は，安全設計，運転管理，安全規制などの広い分野における意思決定プロセスを支援する効果的な手段と認識されるようになりました。また，2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故は，津波によって建屋内部に浸水するなどの影響によって，複数の安全上重要な設備が機能喪失してしまった事故ですが，このような安全上重要な設備の共通要因故障が炉心や格納容器などに及ぼす影響を分析する手段としても，PRA は非常に有用な技術です。我が国における PRA の適用例としては，アクシデントマネジメント策の有効性検討及び定期安全レビューにおける原子力発電所の定量的安全性評価があります。さらに原子力安全委員会において公衆のリスクを指標とする安全目標の中間報告が行われ，並びに炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度を指標とする性能目標が決定され，原子力安全委員会及び規制行政庁において PRA から得られるリスク情報を活用した安全規制の導入に向けた検討が開始されました。PRA の有効性が認識され，その活用が進むに従い，品質及び透明性の確保が重要な課題となってきています。これらの資質を確保するためには標準的な評価手順を提示することが有効な手段であると考えられるため，標準委員会では，その活動の一環として原子力施設の PRA の実施に関する標準の整備を行っています。原子力発電所を対象とする PRA においては，一般的に，運転状態については，出力運転時と停止時を区別して PRA を分類し，想定すべき事象については，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因するPRA 並びに地震，津波などの外的事象に起因する PRA に大別されます。またこれを評価する指標の範囲は，炉心損傷頻度までを評価するレベル 1PRA，これに加えて格納容器破損頻度及び放射性物質の環境への放出量やタイミングなど（ソースターム）まで を評価するレベル 2PRA，さらに，公衆や環境への影響の頻度と大きさ（リスク）までを評 価するレベル 3PRA に分類されます。このように評価範囲が多岐に渡ることから，

当学会における PRA 標準の整備は国内での活用のニーズ，PRA 技術の整備状況などを考慮して，段階的に進められています。この標準では，出力運転状態を対象とした，内部溢水に起因するレベル1PRAを実施する場合の考え方，満足すべき要件及び具体的な方法について調査検討を行い，関連する分野の専門家の意見を踏まえ，内部溢水 PRA の実施基準について規定することにしたものです。

システム安全専門部会

◆BWR の核熱水力安定性評価基準：2021（AESJ-SC-P007：2021）【2022/3/14 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円
内容紹介：

原子炉内を流れる冷却材が水－　蒸気 2 相流の状態で炉心を冷却する沸騰水型原子力発電プラント（BWR）では，炉心内における蒸気生成と圧力損失との相互作用に起因する熱水力的な要因，さらにはこれにボイド反応度フィードバックに起因する核的な効果が重畳して，冷却材流量及び中性子束が振動的な挙動を呈する核熱水力不安定を生じる可能性があります。もちろん，核熱水力不安定が発生しても，冷却材流量及び／又は中性子束の変動が過大とならなければ，燃料の健全性が維持され，原子炉の安全性に影響が及ぶことはありません。事実，これまでに原子炉で発生した核熱水力不安定で，事象が収束した後に，燃料の健全性に影響が認められたことはありません。しかし，核熱水力不安定が原因となって原子炉スクラムに至った例があることから，核熱水力不安定は原子炉の通常運転に影響を及ぼし得る安全上重要な現象と言えます。このため，中性子束などの変動に十分な減衰特性をもたせて核熱水力安定性を確保することは，原子炉の高い安全性及び安定した出力の運転を実現する上で重要です。

このような背景の下，社団法人日本原子力学会（当時）では“BWR の核熱水力安定性評価基準：2007”を 2009 年 1 月に発行し，核熱水力不安定が生じないようにBWR を設計するための核熱水力安定性の判断基準及びその解析手法を規定しました。この標準で対象としているBWR　の核熱水力安定性の解析手法は，1960 年代に開発された手法をベースとする成熟した技術ですが，次世代を担う原子力技術者への技術伝承を意識して，様々な世代の技術者が議論を交わし，この標準の信頼性及び使いやすさの向上に努めました。具体的には，適用範囲の明確化，核熱水力安定性の解析手法の明確化，その評価結果の保守性を担保するための方策の明確化，運転上の設計基準の合理化，用語及び定義における記載の充実，標準の構成の見直しなど，多角的な観点で改定しました。“BWR の核熱水力安定性評価基準：2021”は，旧版と同じく一般社団法人日本原子力学会が標準委員会システム安全専門部会BWR熱流動評価分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したものです。これまでに得られた知見に基づき，BWRにおいて炉心内で核熱水力不安定に起因する中性子束，冷却材流量などの振動が発生しないように，又は振動が発生しても直ちに収束するように，十分な減衰特性をもたせて原子炉を設計する場合に使用する判断基準及び適用する解析手法を規定した標準です。

AESJ-SC-P007：2021 には次に示す附属書があります。ただし，附属書（参考）は標準の一部ではありません。

附属書A（参考） 核熱水力安定性の評価手法を用いた安定性評価

附属書B（参考） 炉心及び燃料の安全設計に適用する場合の考え方

附属書C（参考） 運転上の設計基準の取扱いに関する考え方

附属書D（参考） 核熱水力安定性の解析手法

附属書E（参考） 核熱水力安定性の保守性の考え方

◆原子力発電所の高経年化対策実施基準：2021(AESJ-SC-P005:2021) 【2021/11/15 発行】

本標準は本体と別冊 CD とのセット販売となります。
販売価格：(税込) 定価(標準本体+別冊 CD)：37,400 円 会員価格(標準本体+別冊 CD)：30,030 円

内容紹介：

原子力発電所の高経年化対策実施基準：2021 は，一般社団法人 日本原子力学会が標準委員会システム安全専門部会PLM 分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，軽水型原子力発電所の運転・管理を行う事業者が行う高経年化対策の実施方法を規定した標準です。

この標準では，原子力発電所の高経年化対策という用語を，原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器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ことによって，長期間の供用を考慮した活動を行うことという意味で使用しています。

我が国においては，原子力発電所の安全・安定運転を確保するため，定期的に運転を停止して，定期事業者検査によって，省令に定める技術基準への適合性が確認されるとともに，事業者の保守管理における保全活動によって，構築物，系統又は機器の健全性確認，安全機能の維持及び信頼性の維持・向上が図られています。また，プラント運転中においても，傾向監視，巡視点検，定例試験などの状態監視によって，構築物，系統又は機器の異常兆候の把握が行われています。

この標準は，平成 19 年 3 月に，原子力発電所の高経年化対策実施基準：2007 として初版を発行しました。初版では，原子炉の運転開始 30 年以降を念頭においた高経年化対策の実施方法を規定していましたが，原子力発電所に対する検査制度の改善に向けた検討との連携のため，速やかに改定作業に着手し，経年劣化事象の特性を整理することによって，運転初期から，10 年ごと，運転開始 30 年以降のそれぞれの段階に応じた高経年化対策の実施内容を取りまとめ，規定化しました。

平成 21 年 2 月に発行した原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008 では，主に以下のような点について改定を行いました。まず，高経年化対策の定義を見直し，運転期間に応じた経年劣化事象に対する活動内容を整理し，保全プログラムと連携した実施内容を規定しました。さらに，高経年化技術評価を実施した原子力発電所の知見を基に原子力発電所を構成する機器ごとに想定される経年劣化事象を“経年劣化メカニズムまとめ表”として取りまとめ，附属書（規定）とするとともに，経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理を運転初期から実施することを要求事項としました。また，10 年ごと及び運転開始 30 年以降の高経年化対策について，それぞれ経年劣化事象に対して実施する標準的な評価の手法を規格化し，附属書（規定）としました。

原子力発電所の高経年化対策実施基準：2010（追補1），2011（追補2）及び2012（追補3）では，経年劣化メカニズムまとめ表について，平成19年11月から平成22年10月末までに，原子力安全委員会に報告された8基（敦賀発電所1号機，福島第一原子力発電所4，6号機，浜岡原子力発電所2号機，東海第二発電所，美浜発電所1号機，大飯発電所1，2号機）の高経年化技術評価報告書の知見を，最新知見として反映しました。

原子力発電所の高経年化対策実施基準：2015では，主に以下の点について改定を行いました。

- 原子力規制委員会“実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド（原子力規制委員会，平成25年12月6日）”及び東日本大震災から得られた知見の反映として，評価対象機器及び評価対象期間の考え方を整理して，長期停止中のプラントの技術評価，耐津波安全性評価及び高経年化対策検討の有効性評価を規定した。
- 国際原子力機関（IAEA)のIGALL（International Generic Ageing Lessons Learned）から得られた知見を附属書（参考）の経年劣化事象一覧表に反映した。
- 附属書（規定）の経年劣化事象に対する技術評価の実施方法及び附属書（規定）の耐震安全性評価の実施方法に最新知見を反映した。
- 附属書（規定）の経年劣化メカニズムまとめ表について，平成22年11月から平成24年10月末までに，原子力安全委員会に報告された5基（福島第一原子力発電所1号機，福島第二原子力発電所1号機，玄海原子力発電所2号機，伊方発電所2号機，美浜発電所2号機）の高経年化技術評価報告書の知見及び原子力発電所の運転経験を，最新知として反映するとともに，高経年化技術評価の知見を基に原子力発電所を構成する機器ごとに経年劣化事象を考慮した耐震安全性評価が必要な部位・経年劣化事象の組合せを規定した。

原子力発電所の高経年化対策実施基準：2016（追補1），2017（追補2），2018（追補3）及び2019（追補4）では，経年劣化メカニズムまとめ表について，平成25年11月から平成29年10月末までに，国の審査が完了した18基（敦賀発電所2号機，福島第二原子力発電所2，3，4号機，島根原子力発電所1号機，浜岡原子力発電所3号機，女川原子力発電所1号機，柏崎刈羽原子力発電所1号機，美浜発電所3号機，高浜発電所1，2号機（冷温停止の維持に必要な設備の評価を含む），高浜発電所3，4号機，玄海原子力発電所1号機，川内原子力発電所1，2号機）の高経年化技術評価報告書の知見を，最新知見として反映しました。

原子力発電所の高経年化対策実施基準：2021では，主に以下の点について改定を行いました。

- 最新知見及び運転経験の反映のための調査範囲を，最近の状況に対応した内容に見直した。
- 附属書（規定）の10年ごとの経年劣化管理の実施方法，附属書（規定）の経年劣化事象の評価の実施方法及び附属書（規定）の耐震安全性評価の実施方法に最新知見を反映した。

・　国際原子力機関（IAEA)のIGALL（International Generic Ageing Lessons Learned）から得られた知見を附属書（参考）の経年劣化事象一覧表に反映するとともに，規格化し，附属書（規定）とした。

・ 運 転 経 験 又 は最新知見の反映にあたって，経年劣化管理方法を変更又は選定する必要 が生じた場合，2015年版の附属書（参考）経年劣化事象の特性に応じた経年劣化管理　に記載していた経年劣化事象の特性に応じた経年劣化管理の考え方を適用して，経年　劣化管理方法を変更又は選定できるように，この附属書（参考）を規格化し，附属書（規定）とした。

・ 設 計 から廃止までの経年劣化管理について，基本的な考え方をまとめて、経年劣化管理の考え方を附属書（参考）として新規追加した。

AESJ-SC-P005：2021 には，次の附属書があります。ただし，附属書（参考）は規定の一 部ではありません。

附属書 A（参考）経年劣化管理の考え方
附属書 B（規定）経年劣化事象の特性に応じた経年劣化管理方法の選定
附属書 C（規定）経年劣化メカニズムまとめ表に基づく経年劣化管理
附属書 D（規定）経年劣化事象一覧表に基づく経年劣化管理事象の特定
附属書 E（規定）10 年ごとの経年劣化管理の実施方法
附属書 F（規定）経年劣化事象の評価の実施方法
附属書 G（規定）耐震安全性評価の実施方法

◆加圧水型原子炉二次系の水化学管理指針：2020(AESJ-SC-S013:2020) 【2020/11/10 発行】

販売価格：税込）　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円
内容紹介：

この指針は，一般社団法人日本原子力学会が，標準委員会 システム安全専門部会 水化学管理分科会 PWR 水化学管理指針作業会，同分科会，同専門部会及び同委員会での審議を経て制定したものです。この指針では，発電用軽水型原子炉の安全確保に係る冷却水などの水質管理（以下，“水化学管理”という。)が担っている役割を達成すべく管理方法を規定しています。その実践を通じ，プラントシステム全体の信頼性の維持，及び向上によるプラントの安全確保が期待されます。

加圧水型原子炉（PWR：Pressurized Water Reactor）の二次系では，高温高圧環境下で構造材料が原子炉二次冷却材としての水と接触しています。一般に，金属材料と水の界面では腐食反応がおこりますが，とりわけ PWR 二次系のような高温高圧環境下では，水質悪化に伴い構造材料の健全性に影響を及ぼすことが懸念されます。特に水質悪化が長期間にわたると，蒸気発生器伝熱管の二次系側から発生・　進展した腐食亀裂などの損傷が伝熱管の貫通に至り、一次系に含まれる放射性物質が二次系に放出されると，冷却材中に微量に含まれる化学物質のみならず放射性物質の環境放出に繋がる可能性があります。また，流れ加速型腐食　(FAC：Flow-Accelerated Corrosion)による二次系配管の減肉は，系外への高温蒸気の噴出に繋がることから，作業従事者の安全確保の観点から重要な管理項目のひとつとなります。

腐食損傷の抑制による構造材料の健全性維持，特に，原子炉一次冷却材の二次系への漏えいによる汚染防止を目的とした蒸気発生器伝熱管の健全性確保による冷却機能の維持は，原子力安全の基本原則のうち，“放射線リスク源を閉じ込めること”及び“人と環境を護ること”に繋がります。原子力発電所全体としては，労働安全にも考慮する必要が有ることから，二次系配管の減肉管理も視野に入れた水化学管理を適切に行うことにより構造材料の健全性を継続的に維持していくことが求められます。
しかし，腐食損傷抑制対策としての水化学管理による運用変更では，多種の構造材料の健全性を維持することが求められており，電気事業者（以下，“事業者”という。)は，プラントシステムを包括的に捉え，多様な課題に対して，調和的に解決する必要があります。

このような状況の下，国内原子力発電所では，事業者が腐食や線源強度上昇に係る種々の試験結果や 40 年超にわたる運転経験から水化学管理に係る運用（管理項目，管理値，管理頻度，管理値逸脱時の措置など）を定めるとともに，国内外の知見及び最新技術を適宜取込むことによって，水化学管理を実施してきました。しかし，2011年に発生した福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，日本原子力学会は，原子力安全の基本原則を体系化し，原子力安全の達成，維持，向上に資することを目指し，規格類を整備することになりました。このため，軽水炉の自主的安全性向上への概念を取り入れた水化学管理指針を策定するこ

ととなりました。策定に当たっては，事業者間に限らず，異なる分野の専門家と利害関係を超えた公開の場で水化学管理のあり方を議論することが社会的に要求されています。このため，公平，公正，公開の原則に基づく日本原子力学会標準として水化学管理指針を策定することによって，福島第一原子力発電所事故後の安全性向上に係る取組みを示すことが期待されます。

この指針は，事業者やメーカの技術者にとって，より良い水化学管理を実践していく上で拠り所となるもので，解説に記載された管理値などの設定に係る技術根拠は，若手技術者への技術伝承のみならず，大学などの機関の研究者にとっても教材として幅広く機能することを期待しています。

この指針を策定した後も，安全性向上に係る新知見及び水化学などに係る最新技術を発電所の運用に適切に反映するため，国内外のプラントの運転経験及び新知見を解析しフィードバックを図ることにより，最新の水化学管理を取り入れ，指針の改定を行っていきます。このような活動を通じて，原子力発電所の継続的な安全性向上に寄与できるものと期待されます。

◆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) 【2020/6/11 発行】

販売価格：税込)　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円
内容紹介：

“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”は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会システム安全専門部会の下に統合的安全性向上分科会を設けて検討し，システム安全専門部会及び標準委員会での審議を経て策定・　発行したもので，リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk Informed Decision Making：IRIDM）の標準的なプロセスを実施するための要件を規定したも のです。リスク評価にかかる部分についてはリスク専門部会が検討を分担しました。我が国においてリスク情報は，1990　年代初頭のアクシデントマネジメント（AM）策検討に 参考にされるなどの活用を経て，2000 年以降，旧原子力安全委員会及び旧原子力・ 安全保安院からリスク情報活用のための課題と方向性にかかる複数の文書が出され，安全目標，性能目標にかかる審議も進められました。原子力学会標準委員会でも，確率論的リスク評価（PRA）手法の標準を策定・　発行していました。特に，2009 年の技術レポート“リスク情報 活用の本格導入に向けた関連規格の体系化に関する今後の課題と提言”は，リスク情報の本格活用の実現に向けて，規制機関，事業者，研究機関，原子力学会が行うべきことを提言し，リスク評価に留まらない“活用の実行”に期待したものでした。同時期に，標準委員会では“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”RIDM2010　標準）を制定発行し，オンラインメンテナンス導入などの実現に必要な技術基盤を提供しました。しかし，10　年近い年月をかけ文書及びガイドラインまで出したにも関わらず，当時 リスク情報活用は根付きませんでした。その原因は，必ずしも 2011 年 3 月の東京電力福島 第一原子力発電所事故（福島第一事故）だけではなく，リスク情報を原子力発電所の様々な 意思決定に活用することの重要性，利得の理解の関係組織間の共有が不十分であったこと，客観的な情報による自主的な活動の意義が認識されなかったことも，その一因であると考えられます。

福島第一事故後，リスクマネジメントを導入し PRA などから得られるリスク情報を活用して安全性を向上することは，事故以前とは違う位置づけでより強く求められています。規制委員会からは，規制基準への適合性審査において PRA による代表シナリオの抽出が求められ，事業者から地震 PRA 及び津波 PRA をも含むリスク情報が提示されていることは一つの進歩と言えます。さらに，安全性向上評価の制度は事業者が自ら施設の安全性を評価し安全性向上のために講じた措置を公表する適切な仕組みとして運用されています。さらに検査制度の見直し検討が進んでおり，リスク情報を用いたパフォーマンスベイスドの制度である米国の ROP（Reactor Oversight Process）を参照されています。

原子力発電の安全性を維持，向上させていくには，事業者が，自ら考え自ら行動する原子力施設の安全性確保活動は，対策を実施したことだけで維持されるわけではなく，評価と向上策の検討を常に継続していく必要があります。規制においても絶えざる変革が求められます。そのためには，PRA などから得られるリスク情報に加え，運転経験，実施のリソース（体制，資金，時間など）ほか，多くの要素を収集，評価し，それを基に統合的な意思決定を行い，マネジメントすることが重要である，と考えます。

そこで，2017 年 12 月に発効した技術レポート“継続的な安全性向上対策採用の考え方について”で調査したリスク情報を活用した意思決定にかかる国内外の諸組織におけるプロセスを参考にしながら，わが国で IRIDM プロセスを実施するために必要な実施事項を標準として制定しました。この標準は，数多くあるリスク情報活用の活動に共通して守るべき事項を規定しています。ただし，活用する活動によってはすべての規定事項を適用することは必要ありません。例えばこの標準では複数の“キーエレメント”を用いて分析を行うことを求めていますが，問題の軽重によって調整することも可能としています。すべての活動に対し IRIDM を固定的形式的にしてしまうことがないように，この標準ではいくつかの事例を示しています。まだ数は少ないですが，今後取組み事例が増えていけば増強していく予定です。

我が国の原子力規制は，総合規制評価サービス（IRRS；Integrated Regulatory Review Service）の指摘への対応でリスク情報を活用する検査制度に大きく舵を切っています。我が国の電気事業者 11 社が 2018 年（平成 30 年）2 月に“リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン”を出していますが，その中ではリスク情報活用の取組みを着実に遂行し自律的な安全性向上を目指す，と明記されています。IRIDM 標準がぜひ，この活動の下支えになるよう，また規制機関及び事業者の活動事例をこの標準へ反映し，将来のより合理的なリスクマネジメントにつなげていくことを希望します。

◆沸騰水型原子炉の水化学分析方法―よう素 131：2018　(AESJ-SC-S009:2018)
【2019/12/26 発行】

販売価格：税込）　定価：3,850 円　会員価格：2,750 円
内容紹介：

“沸騰水型原子炉の水化学分析方法 ー　よう素 131：2018”は，一般社団法人日本原子力学会が,標準委員会　システム安全専門部会　水化学管理分科会　BWR　水化学管理指針作業会,同分科会，同専門部会及び同委員会での審議を経て制定し発行したものです。この標準では,プラントシステム全体の信頼性の維持，向上の観点から燃料破損を精度良く検知することを目的として，冷却材のよう素 131 濃度を化学分析するための具体的方法を規定しています。

沸騰水型原子炉（BWR：Boiling Water Reactor）では，高温高圧環境下で構造材料及び燃料被覆管が冷却材及び減速材としての水と接触しており，腐食反応により，水質によっては構造材料及び燃料被覆管の健全性に影響を及ぼす可能性があります。また，構造材料の腐食により発生する腐食生成物が水中に溶け出し炉心で放射化され材料の表面に移行して蓄積しますと，これが線源となって作業従事者の被ばく線量の上昇の原因となります。このため,水化学管理を適切に行うための指針の制定が必要とされてきました。

このような状況のもと，2011 年に発生した福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ,軽水炉の自主的安全性向上の取組みのもとに水化学管理指針を策定することとなりました。水化学管理の目的は，構造材料及び燃料被覆管の健全性維持，並びに作業従事者の被ばく低減の 3 項目です。原子力安全の基本原則のうち，構造材料及び燃料被覆管の健全性維持は,“放射線リスク源を閉じ込めること”に繋がり，被ばく低減は，“人と環境を護ること”に繋がります。これらの概念を体系化し，原子力安全の達成，維持，向上に資することを目指した“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”を制定しました。

“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”では，構造材料及び燃料被覆管の健全性維持,並びに被ばく低減の観点から，通常運転時の原子炉水の水化学管理項目，診断項目，推奨値,アクションレベル，アクションレベル逸脱時の対応及び分析頻度並びに原子炉水の停止時の分析頻度を規定しています。また，品質管理の箇条で規定されている化学分析は，BWR における水化学管理の品質を担保するものであり，原子力安全に係る“異常・故障の発生防止”及び“異常・　故障の検知及び拡大防止”に該当します。BWRシステム全体の安全性確保に係る項目について適切に運用管理するためには，精度の高い信頼性に優れた化学分析を行う必要があり，“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”を下支えするための化学分析方法の策定が求められていました。

この標準では，これら項目のうち JIS などで標準化されていない原子炉水のよう素 131 の化学分析方法を日本原子力学会標準として規定しました。よう素 131 は，“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”において，通常運転時の原子炉水において推奨値及び分析頻度が

,

並びに原子炉の停止時にはよう素 131 増加量の分析頻度が規定されています。よう素 131 はγ線放出核種で，その濃度はゲルマニウム検出器を用いて計測されますが，信頼性の高い定量分析では計測前に試料から妨害核種の影響を排除する化学操作が重要です。この標準では，よう素 131 の化学分析の具体的な方法に関する一般事項，サンプリング，器具及び装置，並びに化学分析操作を規定しています。

この標準を策定した後も，安全性向上に係る国内外の新知見を発電所の運用管理に適切に反映するため，プラントの運転経験及び新知見に基づく適用事例を解析しフィードバックを図ることにより，最新の化学分析技術を取り入れ，標準の改定を行っていきます。このような活動を通じて，原子力発電所の継続的な安全性向上に寄与できるものと期待されます。

◆沸騰水型原子炉の水化学分析方法ーコバルト 60 イオン：2018 （AESJ-SC-S010：2018）【2019/12/26 発行】

販売価格：税込）　　定価：3,850 円　会員価格：2,750 円
内容紹介：

“沸騰水型原子炉の水化学分析方法 ー　コバルト 60 イオン：2018”は，一般社団法人日本原子力学会が，標準委員会 システム安全専門部会 水化学管理分科会 BWR 水化学管理指針作業会，同分科会，同専門部会及び同委員会での審議を経て制定し発行したものです。この標準では，被ばく低減による作業従事者の安全性確保の観点から，冷却材のコバルト 60 イオン濃度を化学分析するための具体的方法を規定しています。

沸騰水型原子炉（BWR : Boiling Water Reactor）では，高温高圧環境下で構造材料及び燃料被覆管が冷却材及び減速材としての水と接触しており，腐食反応により，水質によっては構造材料及び燃料被覆管の健全性に影響を及ぼす可能性があります。また，構造材料の腐食により発生する腐食生成物が水中に溶け出し炉心で放射化され材料の表面に移行して蓄積しますと，これが線源となって作業従事者の被ばく線量の上昇の原因となります。このため，水化学管理を適切に行うための指針の制定が必要とされてきました。

このような状況のもと，2011 年に発生した福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，軽水炉の自主的安全性向上の取組みのもとに水化学管理指針を策定することとなりました。水化学管理の目的は，構造材料及び燃料被覆管の健全性維持，並びに作業従事者の被ばく低減の 3 項目です。原子力安全の基本原則のうち，構造材料及び燃料被覆管の健全性維持は，“放射線リスク源を閉じ込めること”に繋がり，被ばく低減は，“人と環境を護ること”に繋がります。これらの概念を体系化し，原子力安全の達成，維持，向上に資することを目指した“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”を制定しました。

“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”では，構造材料及び燃料被覆管の健全性維持，並びに被ばく低減の観点から，通常運転時の原子炉水の水化学管理項目，診断項目，推奨値，アクションレベル，アクションレベル逸脱時の対応及び分析頻度並びに原子炉水の停止時の分析頻度を規定しています。また，品質管理の箇条で規定されている化学分析は，BWR における水化学管理の品質を担保するものであり，原子力安全に係る“異常・故障の発生防止”及び“異常・　故障の検知及び拡大防止”に該当します。BWR システム全体の安全性確保に係る項目について適切に運用管理するためには，精度の高い信頼性に優れた化学分析を行う必要があり，“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”を下支えするための化学分析方法の策定が求められていました。

この標準では，これら項目のうち JIS などで標準化されていない原子炉水に含まれるコバルト 60 イオンの化学分析方法を日本原子力学会標準として規定しました。沸騰水型原子炉では，作業従事者の被ばく線量低減のため，原子炉水に含まれるコバルト 60 イオン濃度を化学分析しており，“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”において，通常運転時の原子

炉水のコバルト 60 イオンの推奨値及び分析頻度が規定されています。コバルト 60 は γ 線放出核種で，その濃度はゲルマニウム検出器を用いて計測されますが，信頼性の高い定量分析では計測前に試料から不溶解性の金属不純物を分離する化学操作が重要です。この標準では，コバルト 60 イオンの化学分析の具体的な方法に関する一般事項，サンプリング，器具及び装置，並びに化学分析操作を規定しています。

この標準を策定した後も，安全性向上に係る国内外の新知見を発電所の運用管理に適切に反映するため，プラントの運転経験及び新知見に基づく適用事例を解析しフィードバックを図ることにより，最新の化学分析技術を取り入れ，標準の改定を行っていきます。このような活動を通じて，原子力発電所の継続的な安全性向上に寄与できるものと期待されます。

◆沸騰水型原子炉の水化学分析方法ー金属不純物：2018　(AESJ-SC-S011:2018)
【2019/12/26 発行】

販売価格：(税込)　定価：3,850 円　会員価格：2,750 円
内容紹介：

“沸騰水型原子炉の水化学分析方法 ー　金属不純物：2018”は，一般社団法人日本原子力学会が,標準委員会　システム安全専門部会　水化学管理分科会　BWR　水化学管理指針作業会,同分科会，同専門部会及び同委員会での審議を経て制定し発行したものです。この標準では,プラントシステム全体の信頼性の維持，向上，及び被ばく低減による作業従事者の安全性確保の観点から，冷却材の金属不純物濃度を化学分析するための具体的方法を規定しています。

沸騰水型原子炉（BWR : Boiling Water Reactor）では，高温高圧環境下で構造材料及び燃料被覆管が冷却材及び減速材としての水と接触しており，腐食反応により，水質によっては構造材料及び燃料被覆管の健全性に影響を及ぼす可能性があります。また，構造材料の腐食により発生する腐食生成物が水中に溶け出し炉心で放射化され材料の表面に移行して蓄積しますと，これが線源となって作業従事者の被ばく線量の上昇の原因となります。このため，水化学管理を適切に行うための指針の制定が必要とされてきました。

このような状況のもと，2011 年に発生した福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，軽水炉の自主的安全性向上の取組みのもとに水化学管理指針を策定することとなりました。水化学管理の目的は，構造材料及び燃料被覆管の健全性維持，並びに作業従事者の被ばく低減の 3 項目です。原子力安全の基本原則のうち，構造材料及び燃料被覆管の健全性維持は，“放射線リスク源を閉じ込めること”に繋がり，被ばく低減は，“人と環境を護ること”に繋がります。これらの概念を体系化し，原子力安全の達成，維持，向上に資することを目指した“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”を制定しました。

“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”では，構造材料及び燃料被覆管の健全性維持，並びに被ばく低減の観点から，通常運転時の原子炉水の水化学管理項目，診断項目，推奨値，アクションレベル，アクションレベル逸脱時の対応及び分析頻度並びに原子炉水の停止時の分析頻度等を規定しています。また，品質管理の箇条で規定されている化学分析は，BWR における水化学管理の品質を担保するものであり，原子力安全に係る“異常・故障の発生防止”及び“異常・　故障の検知及び拡大防止”に該当します。BWR システム全体の安全性確保に係る項目について適切に運用管理するためには，精度の高い信頼性に優れた化学分析を行う必要があり，“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”を下支えするための化学分析方法の策定が求められていました。

この標準では，これら項目のうち JIS などで標準化されていない原子炉水等に含まれる金属不純物の化学分析方法を日本原子力学会標準として規定しました。沸騰水型原子炉では，燃料健全性維持及び被ばく線量低減のため，系統水に含まれる金属不純物を化学分析して

おり，“沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019”において，通常運転時や起動時の原子炉水等の金属不純物の推奨値及び分析頻度が規定されています。金属不純物は，蛍光 X 線分析装置，原子吸光光度計及び高周波プラズマ質量分析計を用いて計測されますが，系統水の水質状況を詳細に把握するためには，溶解性と不溶解性の金属不純物を分離してサンプリングする化学操作が重要です。この標準では，金属不純物の化学分析の具体的な方法に関する一般事項，サンプリング，器具及び装置，並びに化学分析操作を規定しています。

この標準を策定した後も，安全性向上に係る国内外の新知見を発電所の運用管理に適切に反映するため，プラントの運転経験及び新知見に基づく適用事例を解析しフィードバックを図ることにより，最新の化学分析技術を取り入れ，標準の改定を行っていきます。このような活動を通じて，原子力発電所の継続的な安全性向上に寄与できるものと期待されます。

◆加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019(AESJ-SC-S008:2019)【2019/11/22 発行】

販売価格：税込）　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

この指針は，（一社）日本原子力学会が，標準委員会 システム安全専門部会 水化学管理分科会 PWR 水化学管理指針作業会，同分科会，同専門部会及び同委員会での審議を経て制定したものです。この指針では，発電用軽水型原子炉の安全性確保に係る冷却水などの水質管理（以下，“水化学管理”という。)が担っている役割を達成すべく管理方法を規定しています。その実践を通じ，プラントシステム全体の信頼性の維持，向上，及び被ばく低減による作業従事者の安全確保が期待されます。

加圧水型原子炉（PWR：Pressurized Water Reactor）の一次系では，高温高圧環境下で構造材料及び燃料被覆管が冷却材及び減速材としての水と接触しています。一般に，金属材料と水の界面では腐食反応がおこりますが，とりわけPWR一次系のような高温高圧環境下では，水質悪化に伴い構造材料及び燃料被覆管の健全性に影響を及ぼすことが懸念されます。特に水質悪化が長期間に亘ると，一次系圧力バウンダリからの冷却材漏えいや燃料破損が生じることで，環境への放射性物質の放出に繋がる可能性があります。また，構造材料の腐食により発生する腐食生成物が水を介して炉心で放射化され材料の表面に移行蓄積しますと，これが線源となって作業従事者の被ばく線量の上昇の原因となります。

したがって，原子力安全の確保とともに作業者安全の確保のためには，水化学管理の側面からは，

1. 腐食損傷の抑制による構造材料・ 燃料被覆管の健全性維持
2. 線源強度低減による作業従事者の被ばく低減 の継続的な達成が求められます。

しかし，腐食損傷の抑制及び線源強度の低減は，複雑に絡み合っているため，水化学管理による運用変更は，一方へはメリットになるが，他方へはデメリットとなる側面も有していることから，電気事業者（以下，“事業者”という。)は，プラントシステムを包括的に捉え，多様な課題に対して，調和的に解決する必要があります。

このような状況の下，国内原子力発電所では，事業者が腐食や線源強度上昇に係る種々の試験結果や 40 年超に亘る運転経験から水化学管理に係る運用（管理項目，基準値，管理頻度，逸脱時の措置 等）を定めるとともに，国内外の知見及び最新技術を適宜取込むことによって，水化学管理を実施してきました。しかし，2011 年に発生した福島第一原子力発電所事故の教訓から，事業者間に限らず，その枠を超えて異なる分野の専門家と利害関係を超えた公開の場で水化学管理のあり方を議論することが社会的に要求されております。このため，公平，公正，公開の原則に基づく日本原子力学会標準として水化学管理指針を策定す

ることによって，福島第一原子力発電所事故後の安全性向上に係る取組みを示すことが期待されます。

この指針は，事業者やメーカの技術者にとって，より良い水化学管理を実践していく上で拠り所となるもので，解説に記載された管理値等の設定に係る技術根拠は，若手技術者への技術伝承のみならず，大学などの機関の研究者にとっても教材として幅広く機能することを期待しています。

指針を策定した後も，安全性向上に係る新知見及び水化学等に係る最新技術を発電所の運用に適切に反映するため，指針を改定していきます。このような活動を通じて，原子力発電所の継続的な安全性向上に寄与できるものと期待されます。

◆沸騰水型原子炉の水化学管理指針：2019(AESJ-SC-S007:2019) 【2019/10/25 発行】

販売価格：税込)　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

この指針は，(一社)日本原子力学会が，標準委員会 システム安全専門部会 水化学管理分科会 BWR 水化学管理指針作業会，同分科会，同専門部会及び同委員会での審議を経て制定したものです。この指針では，発電用軽水型原子炉の安全性確保に係る冷却水などの水質管理（以下，“水化学管理”という。)が担っている役割を達成すべく管理方法を規定しています。その実践を通じ，プラントシステム全体の信頼性の維持，向上，及び被ばく低減による作業従事者の安全確保が期待されます。

発電用沸騰水型原子炉（BWR : Boiling Water Reactor）では，高温高圧環境下で構造材料及び燃料被覆管が冷却材及び減速材としての水と接触しています。一般に，金属材料と水の界面では腐食反応が起こりますが，とりわけ BWR のような高温高圧環境下では，水質悪化に伴い構造材料及び燃料被覆管の健全性に影響を及ぼすことが懸念されます。特に水質悪化が長期間に亘ると，原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材漏えいや燃料破損が生じることで，環境への放射性物質の放出に繋がる可能性があります。また，構造材料の腐食によって発生する腐食生成物が水を介して炉心で放射化され材料の表面に移行蓄積しますと，これが線源となって作業従事者の被ばく線量の上昇の原因となります。

したがって，原子力安全の確保と共に作業者安全の確保のためには，水化学管理の側面からは，

1. 腐食損傷の抑制による構造材料・ 燃料被覆管の健全性維持
2. 線源強度低減による作業従事者の被ばく低減の継続的な達成が求められます。

しかし，腐食損傷の抑制及び被ばく線量低減は，複雑に絡み合っているため，水化学管理による運用変更は，一方へはメリットになるが，他方へはデメリットとなる側面も有していることから，電気事業者（以下，“事業者”という。)は，プラントシステムを包括的に捉え，多様な課題に対して，調和的に解決する必要があります。

このような状況の下，国内原子力発電所では，事業者が腐食や線源強度上昇に係る種々の試験結果や 40 年超に亘る運転経験から水化学管理に係る運用（管理項目，基準値，管理頻度，逸脱時の措置　等）を定めると共に，国内外の知見及び最新技術を適宜取込むことによって，水化学管理を実施してきました。しかし，2011　年に発生した福島第一原子力発電所事故の教訓から，事業者間に限らず，その枠を超えて異なる分野の専門家と利害関係を超えた公開の場で水化学管理のあり方を議論することが社会的に要求されております。このため，公平，公正，公開の原則に基づく日本原子力学会標準として水化学管理指針を策定することによって，福島第一原子力発電所事故後の安全性向上に係る取組みを示すことが期待されます。

この指針は，事業者やメーカの技術者にとって，より良い水化学管理を実践していく上で拠り所となるもので，解説に記載された管理値等の設定に係る技術根拠は，若手技術者への技術伝承のみならず，大学などの機関の研究者にとっても教材として幅広く機能することを期待しています。

指針を策定した後も，安全性向上に係る新知見及び水化学等に係る最新技術を発電所の運用に適切に反映するため，指針を改定していきます。このような活動を通じて，原子力発電所の継続的な安全性向上に寄与できるものと期待されます。

◆原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019(AESJ-SC-S005:2019)【2019/9/6 発行】

販売価格：税込）　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019は，日本原子力学会が標準委員会・ シ ス テ ム 安全専門部会の下にシビアアク シデントマネジメント分科会を設けて検討し，システム安全専門部会，標準委員会での審議を経て策定・　発行したものです。既存の軽水型原子力発電所を対象に，シビアアクシデント マネジメント整備及び維持向上の考え方，設備の改造又は追加，並びに手順書作成などに関する技術要件とそれを満たす方法を規定している標準です。

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災では，マグニチュード 9.0 の東北地方太平洋沖地震に伴う設計基準を超える津波によって，福島第一原子力発電所の原子炉の冷却が安定的にできなくなり，1 号機から3号機においてシビアアクシデントが発生しました（以下，福島第一原子力発電所事故という）。そして，1，3，4 号機の原子炉建屋において水素爆発が誘発されました。このような原子力発電所の事故による放射性物質が大量に環境中へ放出される災害が発生したことから，原子力発電に対する国民の信頼が大きく損なわれる結果となりました。東日本大震災以前の事象を踏まえて内的事象に対するアクシデントマネジメントは全原子力発電所で実運用されており，東日本大震災時にはその一部を使って安定状態に移行させる努力がなされましたが，津波という外部ハザード（自然外部事象）による共通原因故障に対する備えは不十分であったと言わざるを得ません。これは，政府の事故調査・ 検証委員会の報告書など多くの報告書において指摘されているところでもあります。

一方，福島第二原子力発電所も津波によって設計を超える状況になりましたが，アクシデントマネジメントが役に立ち，安全に停止し安定に冷却を維持することができました。

原子力安全の確保は，設計基準を超える事象の発生頻度が低いという理由で軽視することなく，考えられる全ての起因事象（重畳した故障の発生を含む）を対象に，深層防護における各防護レベルの対策をリスク評価に基づいて構築することが重要です。例えば一定頻度 で発生する事象については設計基準の要件に基づき厳格な品質保証で対処します。発生頻度は低いが影響が大きい事象（低頻度・　高影響事象）については，設計基準を超える事象に対する要件に基づいて適切な品質保証で対応すること，すなわちグレーデッドアプローチの考え方に基づき安全性の重要度に応じた適切な対策を実施することによって，整合性，一貫性がある統合された安全対策を構築していくことが重要です。また，いくら考えても人間の考えの及ばない事象の発生は避けられないため，このような状況に対しても事象の拡大を防ぐための方策をあらかじめ考えておくことが必要です。

原子力学会の標準委員会では，従来から，シビアアクシデントに関するリスク情報活用のための考え方，原子力施設における PRA（確率論的リスク評価）の手法及びリスク情報を活用するための具体的方法などに関する標準の整備を行ってきています。現在までに，PRA の品質確保，評価用のパラメータ推定，内的事象のレベル 1，2，3 の PRA 手法，内部ハザ

ードとしての内部溢水，内部火災の PRA 手法，外部ハザードとしての地震，津波の PRA 手法に関する学会標準などを制定し，一部は最新知見を反映して改定作業を行っております。このように，内的事象及び外的事象を含めた全事象に起因するリスクを把握できる手法，更にはリスク情報を活用した統合的な意思決定プロセスに関する標準が整備されつつあります。

また，原子力規制委員会及び関連する学協会においても，シビアアクシデント対策に関する議論が進んできています。ハードウェア対策だけでなく，要員の対応能力の向上を目的とした教育・ 訓練，手順書の整備などのソフトウェアの対策も重視することで，低頻度･高影響事象も含めたシビアアクシデントの種々のシナリオに科学的，合理的に対応させ，機能的かつ弾力的に安全性を担保することが求められてきました。

以上の状況を踏まえて，原子力発電所を取り巻く内的事象及び外的事象を含めた全事象に起因するリスクを適切に評価，把握したうえで，シビアアクシデントに関するリスクを合理的に達成可能な限り低減することを目的として，“原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2013”を早急に制定しました。この標準では，シビアアクシデントに至る可能性をできるだけ小さくし，また，シビアアクシデントに至った場合でもその影響を緩和するための措置としてシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上の考え方，設備改造又は追加，手順書作成などに関する技術要件及びそれを満たす方法を纏めております。

なお，原子力規制委員会においては規制基準が定められましたが，シビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関してこの標準は規制基準の考え方を包絡しているものと考えられ，既設プラント毎の特徴を評価することでより安全な運転に資することが重要との考え方を提示したものであります。

更に今回，標準発行後の規制基準への適合検討を含む最新知見を反映して技術要件を具体化するとともに，継続的な自主的安全性向上活動への適用も考慮して，”原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019”を発行しました。（解説 1.4 改定の趣旨と主要な改定点　参照）

アクシデントマネジメント整備に関しての重要な考え方は，深層防護の考え方に基づき，従来の設計基準事故に基づく設計対応とは別の独立的効果を持つマネジメント能力の維持向上によって防御することです。設計を超える事態に陥ったとき，更には，あらかじめアクシデントマネジメントで考慮していた状況を超える事態に陥った場合に，事故の影響を緩和し，放射性物質の放出を抑制するためのマネジメントを実施できる能力を保持できていることが重要です。アクシデントマネジメントのためのハードウェアの整備は，マネジメント能力の維持向上のための対策の一部であり，そこばかりに集中しては事故の防止と緩和が十分に出来ないことを肝に銘ずることが必要です。シビアアクシデントに至るような状況においては，自動的に起動するシステムはほとんどありません。現場での判断，応用力によって適切な対応を人が実施することになります。もちろん，従来のアクシデントマネジメントと同様なアプローチも重要ですが，それだけでは明らかに不十分です。この標準では，マネジメント能力の維持向上を図ることを主目的に，そのための手段としての PRA 活用，

ハードウェア整備のほか，対応能力を持った人材が発電所に常駐していることや，教育と訓練を含めた必要な能力の継続的な確認を要求しています。加えて，低頻度・高影響事象も含めたシビアアクシデントの種々のシナリオや，シナリオの同定が難しい状況に弾力的に対応できる訓練の充実なども求めています。このように，ハードウェア，ソフトウェアの両面からの対策を要求しています。（解説1　制改定の趣旨　解説2　深層防護の考え方とSAM実施基準の適用範囲について　参照）

既設プラントにおけるシビアアクシデントマネジメントを整備する上で，意図したシナリオにおけるリスクの低減を目的とした新規の系統・設備の追設などは，それらの系統・設備を起因としたリスクの発生があること，すなわち，プラント全体のリスクを増大させる可能性も併せて考慮しておくことに留意する必要があります。更に，各原子力発電所の機器・系統の構成はそれぞれに異なることから，整備を検討するハードウェア，ソフトウェアのリスク低減の有効性は，当然，発電所毎に異なります。そのため，シビアアクシデントマネジメントの整備は，各発電所に固有な総合的なリスク低減の視点から判断して策定すべきものであることにも留意しておく必要があります。この標準に纏めている考え方と要求事項を活用することで，原子力発電所の総合的なリスクが継続的に低減していくものと考えております。

◆ 原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015（AESJ-SC-S006:2015）【2015/10/21 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円
内容紹介：

原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015 は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会・ シ ス テ ム 安全専門部会の下に定期安全レビュー分科会を設けて検討を開始し，システム安全専門部会及び標準委員会での審議を経て策定・　発行したもので，原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価“プロアクティブセーフティレビュ ー”（Proactive Safety Review：以下，“PSR+”という。）における，安全性向上措置を抽出する ことに関する基本的考え方並びに評価の視点及び実施方法を規定したものです。
これまで原子力発電所の安全性の向上を目的とした定期的な評価の枠組みとしては，定期安全レビュー（Periodic Safety Review：以下，“PSR”という。）が，平成 4 年 6 月に資源エネルギー庁からの要請を契機として開始され，電気事業者はこの通達に対応して，平成 6 年から順次，PSR を実施してきました。その後，平成 20 年に原子力安全・　保安院が制定したPSR実施ガイドラインの仕様規定として，標準委員会は“原子力発電所の定期安全レビュー実施 基準：2009（以下，“PSR 実施基準：2009”という。）”を策定し，PSR での使用実績をフィードバックして，安全性向上措置が抽出され易くなる実施基準に改良していく予定としていました。

しかし，平成 23 年 3 月 11 日に発生した福島第一原子力発電所事故からの教訓においては，新知見反映が不十分だったこと，及び外的事象に対する確率論的リスク評価（以下，PRA という）が未導入だったことに関して，PSR が機能していなかったことが指摘されています。さらに，今までの　PSR　については，実施したことをレビューする傾向が強く，未だ実施していなかったことを見出すことには至らず安全性向上措置がほとんど抽出されていなかったことが反省として挙げられています。

国際的な動向としては，IAEA は，2013 年に PSR ガイドラインを改訂し，SSG-25 として発行しました 1)。SSG-25 は，14 の安全因子によるレビューと総合評価により構成されますが，安全因子のレビューの範囲及び方法が明示されたこと，総合評価を独立させたことが主な変更点となっています。

一方，平成 25 年 12 月に原子力規制委員会により，新たに安全性向上評価制度が導入され，その制度において，事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められました。
上記の状況を鑑み，標準委員会は，今までの PSR で今回の福島第一原子力発電所事故を未然に防げなかった原因を分析し，実効性のある安全性向上措置抽出のための評価に向けた抜本的な改造を行うこととしました。過去 10 年間の保安活動のレビューに重点を置いて，将来の安全性の見通しを得るのではなく，将来 10 年間の安全性が世界的に卓越した水準に

到達するような改善策を抽出し実施計画をたてることに重点を置くようにしました。事業者が，安全性向上評価制度を利用し，ハードウェア，ソフトウェアも含むマネジメント全体を対象に将来に向けた長期的な視点から継続的に改善を行い，安全性向上を PRA などの評価により確認していくことを想定し，それらの事業者の活動の導きとなる安全性向上のための基本的考え方や評価の視点，実施方法を示した指針（Guide）として，この標準を位置づけることにし，IAEA SSG-25 を参照して 14 の安全因子によるレビューと総合評価を導入しました。

従来の PSR 実施基準：2009 においても，“有効な追加措置”（この標準における“安全性向上措置”に該当）を抽出することとしていましたが，この標準では，将来のプラントの姿を予見し，事前に率先して安全性向上措置を抽出すること（proactive），そして，従来の PSR とは異なり，その安全性向上措置の抽出に重きを置き努力を傾注する形で安全性を向上させる指針であることから，この標準におけるレビューを“プロアクティブセーフティレビュー”（Proactive Safety Review:“PSR^{+}”）と呼称しています。

この指針の策定により，事業者が積極的に改善を打ち出していける実効性のある安全性向上を行える方法を提供できると考えています。

◆加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－放射性よう素：2010（AESJ-SC-S004:2010）【2011/7/7 発行】

販売価格：税込）　　定価：3,437 円　会員価格：2,750 円

内容紹介：

軽水を冷却材及び/又は減速材として用いる型式の原子炉では，高温，高放射線下で軽水が燃料被覆管あるいは系統構造材料と接することから，プラントの安全・　安定運転を確保する上で水化学管理が重要です。特に，燃料被覆管には原子炉の運転に伴い生成される核分裂生成物が密封されているため，その健全性を確保すると共に燃料被覆管の損傷時に迅速かつ適確に処置することによって，放出放射能を抑制し，環境への影響を最小限に抑えることが重要です。さらに加圧水型原子炉（PWR）では，近年，燃料の高燃焼度化や長期サイクル運転の検討も進められており，今後その重要性は増すものと考えます。PWR では出力運転中，燃料被覆管の健全性を確認する方法の一つとして一次冷却材中の放射性よう素を定期的に測定し，その濃度変化を評価しています。濃度変化の評価には放射性よう素同位体の内，生成率や半減期等の特性から主に 131I が用いられます。また，燃料被覆管の損傷時には半減期が異なる 131I/133I 比をとって損傷状況の評価に用いる場合もあります。放射性よう素はγ線放出核種で，その濃度はゲルマニウム検出器を用いて計測されますが，信頼性の高い定量分析では計測前に試料から妨害核種の影響を排除するとともに放射性よう素を濃縮する化学操作が必要で，その化学分析法が重要です。PWR の水化学管理に用いる化学分析方法には，JIS などで標準化されているものもありますが，これまで放射性よう素について分析方法を特に標準化したものはありません。これらの状況を踏まえ PWR 一次冷却材の放射性よう素の放射化学分析方法について日本原子力学会標準とすることとしました。この標準を通じ，分析はどのような要件を満たせば良いのか，どのような方法で実施するかを広く提示することにより，放射性よう素の化学分析方法の更なる改善につながることが期待されます。この標準“加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—放射性よう素：2010”は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会システム安全専門部会水化学管理分科会，システム安全専門部会，及び標準委員会での審議を経て制定し発行したもので，PWR における一次冷却材中の放射性よう素濃度を適確に確認し，安全・　安定運転を確保することを目的として実施する分析の具体的な方法について，一般事項，試料採取，器具及び装置，並びに分析操作等を規定しています。

◆加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法ー溶存水素：2010（AESJ-SC-S003:2010）【2011/7/7 発行】

販売価格：税込）　　定価：3,437 円　会員価格：2,750 円
内容紹介：

軽水を冷却材及び/又は減速材として用いる型式の原子炉では，高温，高放射線下で軽水が燃料被覆管あるいは系統構造材料と接することから，プラントの安全安定運転を確保する上で水化学管理が重要です。加圧水型原子炉(PWR)プラントでは，通常運転中，燃料及び一次系構成材料の健全性確保を目的に，原子炉の運転に伴い水の放射線分解によって生 成する酸化性化学種濃度の上昇を抑制するため，一次冷却材に水素を溶存させています。一次冷却材中の溶存水素濃度は体積制御タンク(VCT)気相部のガス圧力と水素組成を調整することによってほぼ一定濃度に管理されていますが，最近，国内外で Ni 基合金の健全性向上を目的に溶存水素濃度の最適化検討が進められており，今後よりきめ細かな濃度管理が必要となる可能性があります。また一方で，プラント停止時には爆鳴気形成を防止し安全に系統開放を行うため，脱ガス操作が行われますが，系統開放前には一次冷却材中の溶存水素濃度が十分に低いことを確認する必要があります。したがって，プラントの安全・ 安定運転確保の点から一次冷却材中の溶存水素濃度を適確に測定し，濃度を把握することが必要です。しかし，一次冷却材中の溶存水素の信頼性の高い定量分析には水素ガスの抽出や計器の校正など，その化学分析法が重要となります。PWR の水化学管理に用いる化学分析方法には，JIS などで標準化されているものもありますが，これまで溶存水素分析方法を特に標準化したものはありません。これらの状況を踏まえ，PWR 一次冷却材の溶存水素の分析方法について日本原子力学会標準とすることとしました。この標準を通じ，分析はどのような要件を満たせば良いのか，どのような方法で実施するかを広く提示することにより，溶存水素の化学分析方法の更なる改善につながることが期待されます。この標準“加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—溶存水素：2010”は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会システム安全専門部会水化学管理分科会，システム安全専門部会，及び標準委員会での審議を経て制定し発行したもので，PWR における一次冷却材中の溶存水素濃度を適確に確認し，安全・ 安定運転を確保することを目的として実施する分析の具体的な方法について，一般事項，試料採取，校正用ガス，器具及び装置，並びに分析操作等を規定しています。

◆加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素：2010（AESJ-SC-S002:2010）【2010/5/28 発行】

販売価格:(税込) 定価:3,437円 会員価格:2,750円
内容紹介:
軽水を冷却材及び/又は減速材として用いる型式の原子炉では，高温，高放射線下で軽水が燃料被覆管あるいは系統構造材料と接することから，プラントの安全・安定運転を確保する上で水化学管理が重要です。また，加圧水型原子炉(PWR)では，一次冷却材にほう酸を添加し，ほう素による中性子吸収効果を利用して原子炉の反応度を制御することから，一次冷却材中のほう素濃度を適確に確認することが重要となります。PWRの水化学管理に用いる化学分析には，既にJISなどで標準化されているものもありますが，ほう素などの原子力特有の分析項目については，国内外での運転実績及びこれまでの知見などを基に独自に開発されたものが多く，分析方法を特に標準化したものはありません。PWRの安全・安定運転を図る上でほう素濃度の確認は重要であり，PWR一次冷却材のほう素濃度の分析方法を日本原子力学会標準として規定し，分析はどのような要件を満たせば良いのか，どのような方法で実施するかを広く提示することにより，原子力発電の信頼性確保，更には今後の改善のベースとすることが期待できます。この標準“加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素:2010”は，(社)日本原子力学会が標準委員会システム安全専門部会水化学管理分科会，システム安全専門部会，及び標準委員会での審議を経て制定し発行したもので，PWRにおける一次冷却材中のほう素濃度を適確に確認し，安全・安定運転を達成することを目的として実施する分析の具体的な方法について，一般事項，試料採取，試薬，器具及び装置，並びに分析操作等を規定しています。

◆統計的安全評価の実施基準：2008（AESJ-SC-S001:2008）【2009/5/29 発行】

売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

近年の計算機能力・ 解析手法の発達により,詳細な核熱水力計算モデルを用いる最適評価コードの開発が進められてきました。これらの最適評価コードにより,高い信頼性をもって, 検証試験結果を原子炉施設の条件へ外挿することができ, 設計条件の変化に対する原子炉施設の挙動変化の感度を把握することができるようになりました。さらに,スケーリング手 法に基づく計算モデル及び実験データに内在する不確かさの影響を定量的に把握するため の手法が発達し,包絡的に設定された事象について,最適評価コードと不確かさの影響を考 慮する新たな安全評価手法の開発が進んでいます。この手法を用いて,安全裕度を適正化し ようとする研究が欧米を中心に進んでおり, その具体的なガイドラインとして CSAU 手法 (Code Scaling, Applicability and Uncertainty Evaluation Methodology)が米国 NRC から発行 (NUREG/CR-5249 Quantifying Reactor Safety Margins など)されています。 CSAU 手法は LOCA の安全研究を背景としながらも,最適評価コードの使用と不確かさ評価の実施により,運転 時の異常な過渡変化解析を含めた広い分野に適用できる手法として発展しています。 さら に, 米国 NRC より, 運転時の異常な過渡変化及び事故解析手法としての計算モデルの開発 と評価(EMDAP;Evaluation Model Development and Assessment Process, RG-1.203 Transient and Accident Analysis Methods)が発行され, 評価に適用する最適評価コードが備えるべき要件も 明確になっています。米国などにおいては,原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性評価 方法として CSAU手法及びこれと同等な手法がすでに適用されています。日本国内でも, これら新しい安全評価手法に対する関心が日本原子力学会を中心に高まり,CSAU 手法を主 体とした国内原子炉施設への適用性研究も進展しています。この標準で規定する CSAU 手 法及び EMDAP を拠り所とした手法は, より広範な安全評価への適用を念頭において作成 されたもので,以下ではこれを“統計的安全評価手法”と呼ぶこととします。以上の背景に基 づいて,この標準において取り扱う統計的安全評価では,まず不確かさの定量化を実施し, その結果に基づき最適評価コードによる解析と統計的な処理を組み合わせることにより, 確率の情報を含むより現実的な評価結果を得ることができます。これが安全上の判断基準 を満足することを示すことにより, 運転時の異常な過渡変化及び事故時の安全裕度を定量 的に把握することが可能となります。本手法を取り入れることによって説明性の高い原子 炉施設の安全評価が実現されるものと期待されます。また,本手法を適用することにより原 子炉施設の安全性の確認に最新知見を反映できることが期待されます。さらに,安全評価に 対する影響度の大きい解析条件及び解析コード又は計算モデルなどに関する個別の不確かさを適切に定量化できることから, 今後の効率的な安全研究及び合理的な原子炉施設の設 計を実施していくための議論に資することも期待されます。

統計的安全評価の実施基準：2008 は，(社)日本原子力学会が標準委員会発電炉専門部会における統計的安全評価手法標準 分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，これまでに得られた知見に 基づき，原子炉を設計する際に実施される安全評価解析において，統計的安全評価を実施す る手順を規定したものです。AESJ-SC-S001：2008 には，次に示す附属書があります。ただ し，附属書（参考）は標準の一部ではありません。

附属書 A（規定）統計的安全評価の具体的手順 附
属書 B（規定）最適評価コードの要件及び管理
附属書 C（規定）重要度ランクテーブル(PIRT)の作成 附
属書 D（参考）統計的安全評価適用事例

◆ＢＷＲの核熱水力安定性評価基準：2007(AESJ-SC-P007:2007)【2009/1/31 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

沸騰水型原子力発電プラント（BWR プラント）の炉心では，冷却材は水 ― 蒸気の二相流となって炉心で発生する熱を除去していますが，この二相流には質量，ボイド率，圧力損失間のフィードバックに基づく熱水力的振動，いわゆる密度波振動の可能性があることが知られています。また，ボイド率や燃料温度の変化を通しての核的な反応度フィードバック効果も存在します。このように BWR は二相流熱水力特性と核的特性及び再循環流路の動特性が複雑に絡み合ったフィードバック系を構成しているため，条件によっては中性子束が持続的に大きく振動する不安定状態になる可能性があります。この核熱水力不安定事象については，BWR の開発初期から研究が進められており，実用炉や実験設備等で観測・　検証が行われた結果，その発生メカニズムに関する理解も深まっており，核熱水力安定性について，その振動系における減衰特性を適切に評価する手法が開発されています。また，核熱水力不安定事象は，通常運転時より炉心流量は少ないものの，原子炉出力自体も低い領域で発生し，燃料にかかる負荷は通常運転時と比較して大きなものではないため，燃料健全性に与える影響は小さく，事実，過去に発生した核熱水力不安定事象においても，事象収束後の燃料の健全性に影響は見られていません。そのため，無制限に振動を持続させなければ，振動が発生しても燃料健全性に関する問題はないと考えられています。よって，BWR プラントを，安全性を確保し，安定した出力で運転するためには，核熱水力反応度フィードバックによる中性子束振動が成長・　持続しないように，十分な減衰特性を持つか，又は不安定振動を制御 し得るように原子炉を設計することが必要になります。BWR の核熱水力安定性評価基準：2007 は，(社)日本原子力学会が標準委員会発電炉専門部会 BWR核熱水力安定性評価分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，これまでに得られた知見に基づき，BWR において不安定振動が発生しないように十分な減衰特性を持たせて原子炉を設計する場合の，核熱水力安定性判断基準及び解析手法を規定したものです。

◆ＢＷＲにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003（AESJ-SC-P002:2003）【2003/7/31 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

軽水炉の炉心は，燃料健全性を確保するために，“運転時の異常な過渡変化”においても，燃料集合体内で沸騰遷移を起こさない設計としている。しかし近年，燃料集合体内で一時的に沸騰遷移に至っても，燃料被覆管温度の上昇は小さく，燃料健全性を脅かすものにはならないという知見が得られてきた。この標準はこの知見に基づき，BWR において過渡的な沸騰遷移が発生する事象の燃料健全性，及び過渡的な沸騰遷移を経験した燃料集合体の再使用の可否を評価するための基準である。

基盤応用・廃炉技術専門部会

◆発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2019(AESJ-SC-P003:2019) 【2020/5/12 発行】

販売価格：税込)　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円
内容紹介：

発電用原子炉施設の安全解析においては，平常運転時及び想定事故時に原子炉施設から大気中に拡散する放射性物質による周辺公衆の被ばく線量を評価します。この被ばく線量の評価は，原子力安全委員会の発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和 57 年 1 月 28 日決定，平成 13 年 3 月 29 日最終改訂)に基づき実施しています。同指針においては，放射性物質の放出源の高さが地形，建屋の影響を受ける場合には，その影響を検討するため風洞実験を実施することを求めています。

この標準は，一般社団法人 日本原子力学会が標準委員会基盤応用・ 廃炉技術専門部会 風洞実験実施基準分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，平地実験及び模型実験を行い，平坦地形における放出源高さに換算した放出源の有効高さを評価する安全解析のための風洞実験の具体的な要件を規定した標準です。

2009年度改定版からの主な変更点としては，従来，中立の気流状態は鉛直方向の拡がりのパラメータのみで確認するとしていましたが，近年の風洞実験の改善の実績を反映し，水平方向の拡がりのパラメータも合わせて確認するようにしました。また，参考のため原子炉施設敷地内において防潮堤・ 建屋等構築物の増設などが行われた際に，風洞実験を再度行うか否かの目安を最新の知見からより詳細化しました。同じく参考のため，平常運転時を対象とした実験については，安全解析用の気象データを見直した際に再実験が必要となる場合がありますので，その目安を追加しました。

AESJ-SC-P003 には，次の附属書があります。ただし，附属書（参考）は規定の一部ではありません。

附属書 A（参考） 建屋影響の評価方法
附属書 B（参考） 測定対象範囲及び模型再現範囲
附属書 C（参考） 排気筒出口形状の違いによる吹上げ高さの変化
附属書 D（参考） 吹上げ高さの計算に用いる風向別風速値
附属書 E（参考） 想定事故時の建屋影響評価式及びその適用条件
附属書 F（参考） トレーサガス濃度測定方法
附属書 G（参考） 気流設定条件

◆シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015（AESJ-SC-A008:2015）【2016/7/15 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円
内容紹介：

近年のシミュレーション技術の進歩とコンピュータの性能の急速な向上とが相まって，原子力分野におけるシミュレーションの果たす役割が増大し，その際のシミュレーションの信頼性の確保が共通の課題となっています。また，商用コードの普及により，シミュレーションの中身がブラックボックス化し，信頼性をどのように担保すべきかが問われてきています。米国及び欧州においては，シミュレーションの信頼性の確保にかかわる技術的ガイド又は標準を作成する動きが活発になってきています。

最先端のシミュレーション技術の動向として，モデリング＆シミュレーションの議論が発展し，そのモデリングの検証及び妥当性確認の方法論が着目されています。合わせてその信頼性を継続的に改善するための仕組みが重要であり，それらの的確な実施の下でシミュレーションの予測性能を担保する必要性があります。シミュレーションの信頼性確保のためには，モデルの不確かさ評価を含めた検証及び妥当性確認のための方法論の確立が必要であり，原子力分野においても喫緊の課題であることが指摘されています。
そうした中で，2011 年 3 月 11 日に東京電力株式会社福島第一原子力発電所で複数号機のシビアアクシデントが発生しました。この事故の詳細な事実関係を明らかにし，事故に至る種々の原因を解明し，その反省及び教訓を踏まえて原子炉の安全性を一層高めていくことは，原子力に関係する者に課せられた使命といっても過言ではありません。

原子炉にかかわるシミュレーションの分野では，この事故の教訓に基づき，シミュレーションが取り扱うべき対象の範囲及び事象想定が大きく拡大することとなりました。また，日本原子力学会の学会事故調査委員会の最終報告書では，自然現象の複雑さと我々が持つ知見の限界とを認識し，シミュレーション技術の検証によりこれを適切に運用すること，同事故に対するシミュレーションの不確かさが大きなことからシミュレーション技術の向上へ新たな知見を収集する取組の必要性が提言されています。このような諸課題を着実に解決して行くためには，モデリング及び予測における不確かさの定量化及びその低減に資する客観的な方法論の枠組みを構築し活用することが重要となります。

さらに，わが国の原子力安全を真に向上させるには，原子力分野における主要なシミュレーション手法の自主開発などを通じて，福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた安全対策などの過程で我が国が開発・　整備する最新の技術的知見，安全機能などを新たなモデリング及びシミュレーション技術の形で集大成すること，そしてこれとともに，関連する検証及び妥当性確認のための方法論の自主的な規格化を推し進めることで，世界最高水準の原子力安全の実現及びその継続的改善を技術的に支援するためのシミュレーション技術基盤の整備を早急に実現することが肝要です。

このような背景から，原子力にかかわるシミュレーションの信頼性に対するモデリング，妥当性確認及び検証，並びにモデルの予測性能の判断のための方法論の枠組みを整備し，シミュレーションの信頼性の確保にかかわる基本的な考え方などの技術要件をまとめたガイドラインを早急に制定する必要が生じています。

「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会基盤・ 応用技術専門部会におけるシミュレーションの信頼性分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，これまでに得られた知見に基づいて，　原子力にかかわるシミュレーションの信頼性確保のための幅広い技術分野に共通する考え　方を規定したものです。

このガイドラインの策定により，原子力分野のシミュレーションについて，科学的により一層確実な信頼性を確保するための手段に関する基本的な考え方が提供されるものと期待されます。また，このガイドラインが，原子力関連施設の設計，建設及び運転に適用される核，放射線，熱流動，化学反応及び構造分野，並びにこれらの複合分野における個別のシミュレーション技術の信頼性確保のための実施基準の策定に活かされることが期待されます。　AESJ-SC-A008：2015 には，次に示す附属書（参考）があります。ただし，附属書（参考）　は規定の一部ではありません。

附属書 A(参考) このガイドラインで取り扱う概念の説明
附属書 B(参考) エレメント１　概念モデルの開発
附属書 C(参考) エレメント２ 数学的モデル化
附属書 D(参考) エレメント３ 物理的モデル化
附属書 E(参考) エレメント４ シミュレーションモデルの予測性能の判断

◆原子力施設の廃止措置の実施：2014(AESJ-SC-A003:2014) 【2015/11/25 発行】

販売価格：税込)　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

我が国の原子力施設は 1950 年代後半から設置され，稼働年数が 40 年を超えるものがあり，我が国最初の動力試験炉である(日)JPDR をはじめ，一部の原子力施設にはすでに解体が終了したものもあります。現在，解体中の原子力施設もいくつかあります。特に，発電用原子炉である東海発電所において廃止措置が進められており，我が国においても大型原子力施設の廃止措置が現実のものとなってきています。このように原子力施設は，いずれ廃止措置を行う必要があり，解体，他の施設に更新などされることになります。

2005 年の“核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”（以下，“原子炉等規制法”という。)の改正において原子力施設の廃止措置に係る安全規制制度が見直されたことに伴い，原子炉等規制法に基づく製錬施設，加工施設，原子炉施設，使用済燃料貯蔵施設，再処理施設，廃棄物管理施設，廃棄物埋設地の附属施設及び使用施設（以下，“原子力施設”という。)を対象として，“原子力施設の廃止措置の計画と実施：2006”を制定しました。

その後，“原子力施設の廃止措置の計画と実施：2006”のうち廃止措置の“計画”の部分について 2 回の改定を行い，“実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011”を，“実施”の部分について 1 回の改定が行われ，“原子力施設の廃止措置の実施：2011”をそれぞれ制定しました。

今回，国内外において進められている廃止措置の実績を参考に内容を充実化するとともに，“実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011”の廃止措置計画の技術的要求事項との整合性を考慮した箇条の並び替え及び附属書の統廃合を行い“原子力施設の廃止措置の実施：2011”の改訂を行いました。

“原子力施設の廃止措置の実施：2014”では，廃止措置実施において必要となる事項について規定しています。

原子力施設の廃止措置の実施に当たっては，この標準に記載された廃止措置実施の基本方針に従い，それぞれの施設の状況を踏まえ，廃止措置対象施設の状況の把握，核燃料物質の管理及び譲渡し，廃止措置工事，放射性廃棄物の廃棄及び安全確保について適切に実施することが必要です。

◆試験研究炉及び核燃料取扱施設等の廃止措置の計画：2013（AESJ-SC-A007:2013）【2014/5/12 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

我が国において，原子力を利用する施設は 1950 年代後半から設置され，稼働年数が 40 年を超えるものがあり，我が国最初の動力試験炉である JPDR をはじめ，一部の施設はすでに解体が終了したものもあります。現在，解体中のものもいくつかあります。特に，実用発電用原子炉である東海発電所において廃止措置が進められており，我が国においても大型原子力施設の廃止措置が現実のものとなってきています。このように原子力施設は，いずれ廃止措置を行う必要があり，解体あるいは他の施設に更新等されることとなります。2005 年の“核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”の改正において廃止措置に係る安全規制制度が見直されたことに伴い，この法律に基づく製錬施設，加工施設，原子炉施設，使用済燃料貯蔵施設，再処理施設，廃棄物管理施設，廃棄物埋設地の附属施設，使用施設を対象として，‘原子力施設の廃止措置の計画と実施：2006”を規定しました。これと前後して，日本原子力発電（株）東海発電所及び日本原子力研究開発機構新型転換炉原型炉施設（“ふげん”）が廃止措置計画の認可を受けています。これらの実績を踏まえて，法令の要求に従い廃止措置計画に係る技術的要求事項を明確にすることを目的として，計画に係る部分を改定し，“原子力施設の廃止措置の計画：2009”を規定しました。“原子力施設の廃止措置の計画：2009”では，廃止措置開始時に対象施設内に残存する放射性物質の量，種類及び形態並びに従うべき法令の違いから，実用発電用原子炉等と試験研究炉及び核燃料取扱施設等を分けて扱うことにしました。この改定作業中に，商業用発電用軽水炉としてはじめて中部電力（株）浜岡発電所１号原子炉及び２号原子炉の廃止措置計画認可がなされました。また，学協会規格を技術評価の上，規制体系に位置づけることを目的として，“原子力施設の廃止措置の計画：2009”のうち実用発電用原子炉等の部分が，原子力安全・保安院及び（独）原子力安全基盤機構によって，法令の要求を満たす規格であるか評価されました。一方，日本原子力学会は，JISZ8301“規格票の様式及び作成方法”の改正に伴い，標準の体裁を明確化，統一化して読みやすくするとともに，標準作成作業の効率化を図ることを目的として，“標準作成の手引”を改定しました。このような状況を受け，標準改定の PDCA に従い適切に改善するため，さらに改定をおこない，“実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011”を規定しました。“実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011”では，実用発電用原子炉及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉施設の廃止措置の計画のみを扱うことにしました。そこで，試験研究炉及び核燃料取扱施設等についての廃止措置の計画を扱う標準を改定するために，“試験研究炉及び核燃料取扱施設等の廃止措置の計画：2013”を規定しました。この標準では，箇条 4 で廃止措置に関する基本的な考え方を提示した後，箇条 5 に従うべき法令の基準を踏まえ，安全確保を旨とした廃止措置計画を立案するための

技術的要試験研究炉及び核燃料取扱施設等の廃止措置計画の立案にあたっては，個々の施設に対応した廃止措置の基本方針，廃止措置中の管理方法，工事方法及び法規への対応などについて，この標準を基本に，それぞれの施設の状況を踏まえ，適切に計画することになります。

◆ **発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方：2013（AESJ-SC-A006:2013）【2013/12/20 発行】**

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

我が国の原子力施設は 1950 年代後半から設置され，稼働年数が 40 年を超えるものがあり，我が国初の動力試験炉である JPDR をはじめ，一部の原子力施設にはすでに解体が終了したものもあります。現在，解体中の原子力施設もいくつかあります。特に，発電用原子炉である東海発電所において廃止措置が進められており，我が国においても大型原子力施設の廃止措置が現実のものとなってきています。このように原子力施設は，いずれ廃止措置を行う必要があり，解体，他の施設に更新などされることになります。2005　年の“核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”（以下，“原子炉等規制法”という。）の改正において原子力施設の廃止措置に係る安全規制制度が見直されたことに伴い，原子炉等規制法に基づく製錬施設，加工施設，原子炉施設，使用済燃料貯蔵施設，再処理施設，廃棄物管理施設，廃棄物埋設地の附属施設及び使用施設（以下，“原子力施設”という。）を対象として，“原子力施設の廃止措置の計画と実施2006”を規定しました。その後，“原子力施設の廃止措置の計画と実施：2006”のうち廃止措置の“計画”の部分について 2 回の改定が行われ，“実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011”が，“実施”の部分について 1 回の改定が行われ，“原子力施設の廃止措置の実施：2011”がそれぞれ制定されました。今後は，廃止措置時の災害防止に係る標準 を充実させていく必要があります。

廃止措置時には，災害の防止が適切に行われることが重要であり，想定される災害の起因事象としては，地震，火災，爆発，装置の故障，工事上の過失などがあげられます。これらの中で重大な災害を引き起こす可能性のある地震，火災などに対する安全性確保の検討を今後していく予定であり，この標準では，災害の起因事象としても代表的な地震に対する災害防止のため，耐震安全の考え方について学会標準を作成することにしました。この標準では，箇条 4 に耐震安全性確保の基本方針を，箇条 5 において耐震重要度分類を規定し，その後の箇条で耐震安全性の確認方法を規定しています。原子力施設の廃止措置の実施に当たっては，この標準を基本に，それぞれの施設の状況を踏まえ，耐震安全性を適切に確保することが必要です。

◆γ線ビルドアップ係数：2013（AESJ-SC-A005:2013）【2013/12/11 発行】

販売価格：税込）　　定価：24,062 円　会員価格：19,250 円

内容紹介：

この標準は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会基盤･応用技術専門部会放射線遮蔽分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，点滅衰核法による光子（Ｘ・γ線）（以下，“γ線”という。）の遮蔽計算時のビルドアップ係数を規定するものです。γ線ビルドアップ係数は，線源から放出されたγ線が評価点まで一度も衝突することなく到達する線量に対する，散乱線を含めた線量の比で定義される量であり，RI のγ線遮蔽計算で広く利用されている点滅衰核法で使われるデータです。米国原子力学会の標準委員会がγ線減衰係数とビルドアップ係数の標準データを 1991 年に公刊してから 20 年経過しており，γ線遮蔽計算で評価すべき線量が実効線量や 1 センチメートル線量当量になり，それに該当するデータが必要になってきました。また，ビルドアップ係数を評価する計算法も進歩してきました。この標準では，28 種類の物質に対して，γ線エネルギーが 0.015MeV（高原子番号の物質では 0.03MeV）から 15MeV までの遮蔽厚さが 100mfp までの 5 種類の線量に対するインバリアントエンベッディング法によるビルドアップ係数と遮蔽厚さのフィッティング式である GP 近似式のパラメータを示しています。また，γ線点滅衰核法の計算で必要とされる線量換算係数及び遮蔽材のγ線減衰係数を示しています。

◆発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011(AESJ-SC-A004:2011)【2012/8/1 発行】

販売価格：（税込） 定価：13,750 円 会員価格：11,000円

内容紹介：

この標準は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会基盤･応用技術専門部会放射線遮蔽分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，点減衰核法による光子（Ｘ・γ線）（以下，“γ線”という。）の遮蔽計算時のビルドアップ係数を規定するものです。γ線ビルドアップ係数は，線源から放出されたγ線が評価点まで一度も衝突することなく到達する線量に対する，散乱線を含めた線量の比で定義される量であり，RI のγ線遮蔽計算で広く利用されている点減衰核法で使われるデータです。米国原子力学会の標準委員会がγ線減衰係数とビルドアップ係数の標準データを 1991 年に公刊してから 20 年経過しており，γ線遮蔽計算で評価すべき線量が実効線量や 1 センチメートル線量当量になり，それに該当するデータが必要になってきました。また，ビルドアップ係数を評価する計算法も進歩してきました。この標準では，28 種類の物質に対して，γ線エネルギーが 0.015MeV（高原子番号の物質では 0.03MeV）から 15MeV までの遮蔽厚さが 100mfp までの 5 種類の線量に対するインバリアントエンベッディング法によるビルドアップ係数と遮蔽厚さのフィッティング式である GP 近似式のパラメータを示しています。また，γ線点減衰核法の計算で必要とされる線量換算係数及び遮蔽材のγ線減衰係数を示しています。

◆実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011(AESJ-SC-A002:2011)【2011/12/26発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

わが国において，原子力を利用する施設は 1950 年代後半から設置され，稼働年数が 40 年を超えるものがあり，わが国最初の動力試験炉である JPDR をはじめ，一部の施設はすでに解体が終了したものもあります。現在，解体中のものもいくつかあります。特に，実用発電用原子炉である東海発電所において廃止措置が進められており，わが国においても大型原子力施設の廃止措置が現実のものとなってきています。このように原子力施設は，いずれ廃止措置を行う必要があり，解体あるいは他の施設に更新等されることとなります。2005 年の“核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”の改正において廃止措置に係る安全規制制度が見直されたことに伴い，この法律に基づく製錬施設，加工施設，原子炉施設，使用済燃料貯蔵施設，再処理施設，廃棄物管理施設，廃棄物埋設地の附属施設，使用施設を対象として，‘原子力施設の廃止措置の計画と実施：2006”を規定しました。これと前後して，日本原子力発電（株）東海発電所及び日本原子力研究開発機構新型転換炉原型炉施設（“ふげん”）が廃止措置計画の認可を受けています。これらの実績を踏まえて，法令の要求に従い廃止措置計画に係る技術的要求事項を明確にすることを目的として，計画に係る部分を改定し，“原子力施設の廃止措置の計画：2009”を規定しました。“原子力施設の廃止措置の計画：2009”では，廃止措置開始時に対象施設内に残存する放射性物質の量，種類及び形態並びに従うべき法令の違いから，実用発電用原子炉等と試験研究炉及び核燃料取扱施設等を分けて扱うことにしました。技術評価の上，規制体系に位置づけることを目的として，‘原子力施設の廃止措置の計画：2009”のうち実用発電用原子炉等の部分が，原子力安全・保安院及び（独）原子力安全基盤機構によって，法令の要求を満たす規格であるか評価されました。一方，日本原子力学会は，JISZ8301“規格票の様式及び作成方法”の改正に伴い，標準の体裁を明確化，統一化して読みやすくするとともに，標準作成作業の効率化を図ることを目的として，“標準作成の手引き”を改定しました。このような状況を受け，標準改定の PDCA に従い適切に改善するため，さらに改定をおこない，“実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011”を規定しました。“実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011”では，実用発電用原子炉及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉施設の廃止措置の計画のみを扱うことにしました。この標準では，箇条 4 で両者に実用発電用原子炉及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の施設の廃止措置に関する基本的な考え方を提示した後，箇条 5 に従うべき法令の基準を踏まえ，安全確保を旨とした廃止措置計画を立案するための技術的要求事項を規定しています。実用発電用原子炉及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の施設の廃止措置計画の立案にあたっては，個々の施設に対応した廃止措

置の基本方針，廃止措置中の管理方法，工事方法及び法規への対応などについて，この標準を基本に，それぞれの施設の状況を踏まえ，適切に計画することになります。

◆放射線遮蔽計算のための線量換算係数：2010（AESJ-SC-R002:2010）【2010/10/20 発行】

販売価格：税込）　　定価：10,312 円　会員価格：8,250 円

内容紹介：

この標準は，(社)日本原子力学会が標準委員会基盤･応用技術専門部会放射線遮蔽分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，放射線の遮へい設計及び遮へい計算時の光子及び中性子のフルエンス率から実効線量率への換算係数を規定するものです。放射線の遮へい計算を行う場合，最終的な評価量である線量率を求めるためには，フルエンス率からの換算係数が必要です。1977 年，1990 年と国際放射線防護委員会（International Commission on Radiological Protection，以下，“ICRP”という。）の勧告が出されて線量の概念が変わるたびに，新たな線量換算係数の値が ICRP から示され，放射性同位元素等による放射線障害防止に関する法律（以下，“放射線障害防止法”という。）等に付される線量換算係数の値も変更されてきました。この標準では，基本的に ICRP の 1990 年勧告に基づいた実効線量換算係数の値を示しています。ただし，次の２つの点について，我が国で行われた研究の成果などを反映して，独自の値を採用しています。(1)高エネルギーの光子及び中性子に対する実効線量率への換算係数(2)エネルギーを多群化した実効線量率への換算係数 ICRP からは 10MeV までの光子に対する実効線量への換算係数が示されていますが，電子ライナックを用いた放射線治療（30MeV まで），放射光施設（10GeV まで）などの電子加速器施設の放射線安全を評価するためには，より高いエネルギーの光子に対する値が必要となります。この標準では，10GeV までの光子に対する実効線量への換算係数を規定するとともに，5MeV から 10MeV の光子の実効線量への換算係数については，ICRP では評価されていない二次電子輸送を考慮した値に置き換えました。また，中高エネルギー陽子加速器施設に備えて，中性子についても 5GeV までの実効線量への換算係数を規定しています。エネルギーを多群化した実効線量率への換算係数は，多群輸送計算で得られたフルエンス率から，実効線量率を計算するために必要な実効線量への換算係数です。実効線量への換算係数の多群化の方法については，特に定められた方法はありませんでしたので，この標準で方法を規定するとともに，代表的な遮へい計算用多群断面積ライブラリー（以下，“群定数”という。）の群構造に対する多群化した実効線量への換算係数の値を規定しました。

原子燃料サイクル専門部会

◆使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2021（F002:2021）【2022/3/23 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,350 円　会員価格：16,280 円
内容紹介：

原子力発電所の使用済燃料に対する我が国の基本方針は，リサイクルによるプルトニウム及び回収ウランの再利用にあります。原子燃料サイクルにおける中間貯蔵は，再処理施設の操業に柔軟に対応するための手段と考えられています。1999 年 6 月には原子炉等規制法が改正され，使用済燃料の貯蔵の事業が追加されました。また，民間事業者は 2010 年までに使用済燃料中間貯蔵施設を操業開始するという目標を掲げ準備を進めていました。このような状況を踏まえて日本原子力学会では，2002 年 6 月に中間貯蔵用金属キャスクに関する標準を制定しました。その後，2002 年 10 月に，原子力安全委員会は新たに金属キャスクによる中間貯蔵のための安全審査指針を策定し，これを受けて日本原子力学会では，2004 年 1 月にこの標準を改定しました。また，2006 年 4 月には，原子力安全・保安院が使用済燃料貯蔵施設に係る技術要件を改定し，これを受けて日本原子力学会では，2008 年 5 月にこの標準を再度改定しました。さらに，この標準が，青森県むつ市に建設が予定されている国内初の使用済燃料中間貯蔵施設に対する“使用済燃料の貯蔵の事業の許可”及び“設計及び工事の方法の認可”の審査において有効に用いられるよう，規定内容の充実，最新知見の取入れなどを行い，2010 年 3 月に再度改定しました。
今回の改定では，最新の法規，他規格の反映及び最新の知見を取り入れています。これによって，この標準が金属キャスクの安全設計及び検査において有効に用いられると考えられます。
この標準は，“使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2010”を，上記の許認可審査においてより有効に利用できるよう，日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会リサイクル燃料貯蔵分科会，同専門部会及び同委員会での審議を経て改定したものです。
この標準の対象とする金属キャスクは，使用済燃料中間貯蔵施設での使用済燃料の静置・貯蔵だけでなく，原子力発電所からの輸送，及び使用済燃料中間貯蔵施設からの輸送に一貫して使用するものです。したがって，この標準では貯蔵及び輸送上の基本的安全機能及び構造上の設計要求，並びに各過程での検査項目及び検査方法等を規定します。
また，この標準には，事業者の責任，発電所内における先行貯蔵，部材の長期健全性の確認についても規定しています。

◆ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順：2019（AESJ-SC-F022:2019）【2020/5/25 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

この標準は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会 LLW 放射能評価分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，原子力発電所の運転及び解体に伴い発生するピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法について，基本的な手順をまとめたものです。

原子力発電所の運転に伴い発生するピット処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法については，平成 4 年に旧原子力安全委員会が了承した基本的な方法に基づいて，実際に運用されております。そこで使用されているスケーリングファクタ法をはじめとする放射能濃度決定方法は，実際に埋設する廃棄体中の放射能濃度を決定するための主たる方法として検討が行われてきたと共に，十分な知見が得られたため，標準化の形で整理し，“放射性廃棄物の放射能濃度決定方法－ 原 子 力 発 電 所 から発生する低レベル放射性廃棄物の放射能濃度決 定方法に関する基本手順：２００７－浅地中ピット処分廃棄物について－（” AESJ-SC-F010:2007）として発行しております。

その後，原子力発電所の解体に伴い発生する放射性廃棄物の放射能濃度決定方法についても検討が行われ，更にトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法も，十分な知見も得られてきました。このため，新たに埋設処分する廃棄物の放射能濃度決定方法の検討に，これらの知見を反映していくことは有意義かつ合理的であると考え，上記の標準を改定し，“ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順：2011（”AESJ-SC-F022:2011）として発行しております。

その際の主な改定内容は，解体廃棄物中の放射性核種には，放射化による生成物が含まれており，放射化計算を用いて放射能評価を行う方法を加えたこと，解体廃棄物の場合，廃棄体になる前に放射能測定を行うことが有効なので，これを加えたことです。この標準の制定の経緯や放射能評価方法の検討の背景については，解説に記載しました。

上記の改定後，運転廃棄物の放射能濃度決定方法について，新たな実例や知見が加えられ，新たに埋設処分する廃棄物の放射能濃度決定方法の検討に，これらの知見を反映していくことは有意義かつ合理的であると考え，上記の標準を改定し，“ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手：2019”（AESJ-SC-F022:2019）として発行することとしました。

主な改定内容は，以下の内容を加えたことです。

- スケーリングファクタ等の継続使用方法の規定化
- 新たな主要な核種である 36Cl に対する放射能濃度評価方法
- 原廃棄物分析法などに関して発行された JNES レポートで示された新たな知見

−クリアランスの検認制度で採用された方法に基づくスケーリングファクタ法及び平均 放射能濃度法の適用方法

- 解体廃棄物の放射能測定方法の具体化
- 理論計算法の適用方法の見直し

この標準の制定の経緯や放射能評価方法の検討の背景については，解説に記載しました。

◆中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法の基本手順：2019　(AESJ-SC-F015:2019)【2019/8/29 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

この標準は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会 LLW 放射能評価分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，原子力発電所から発生する中深度処分対象物の放射能濃度決定方法について，基本的な手順をまとめたものです。

比較的放射能濃度が高い中深度処分対象廃棄物の場合，既に用いられている浅地中ピット処分対象物の放射能濃度決定方法を適用すると，放射能濃度の高い廃棄物のサンプリング，放射化学分析の必要性が生じることから，作業員の被ばくを抑制できる放射能濃度決定方法が求められます。一方，中深度処分の評価対象核種は，放射化による生成が主体であり，同様の評価が可能と考えられる適切な領域区分を行うことによって，放射化計算を用いて廃棄物個別，又は類似の廃棄物をまとめた放射能評価が可能になります。また，放射化計算による評価手法に関する事例も増えてきたことから，中深度処分対象廃棄物の放射能濃度決定方法に関する標準的な手順として，放射化計算を用いる放射能濃度決定方法を中心に記載し，標準化することとしました。

今回の初回改定に当たっては，この標準をベースに国際標準化機構（ISO）にて制定された **ISO16966**-2013 に追加された“妥当性確認”など，また，新規知見である“検出困難な起源元素の濃度分布評価方法に関する報告（電気事業者）”及び“原廃棄物分析法に関する報告（原子力安全基盤機構）”をこの標準に反映することとしました。

◆浅地中処分の安全評価手法：2016（AESJ-SC-F026:2016）【2018/10/23 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

原子力施設などから発生する低レベル放射性廃棄物は，放射能レベルに応じて適切な埋設処分方式を適用するという処分方策が確立しています。すなわち，極めて放射能レベルの低い放射性廃棄物（L3 廃棄物）についてはトレンチ処分，比較的放射能レベルの低い放射性廃棄物（L2 廃棄物）についてはピット処分，比較的放射能レベルの高い放射性廃棄物（L1 廃棄物）については余裕深度処分によって埋設処分されます。

これらのうち，原子力発電所 で発生する L2 運転廃棄物のピット処分については，1992 年 12 月以来青森県六ヶ所村にある低レベル放射性廃棄物埋設センターにおいて埋設事業が行われています。L3 廃棄物のトレンチ処分については，茨城県東海村において，JPDR の解体廃棄物を対象とした埋設処分の操業・　覆土が 1996 年に終了し，2025 年に終了予定されている保全段階になっています。また，廃止措置を実施中の原子力発電所において，廃止措置に伴って発生する極めて放射能レベルの低い廃棄物を対象とする埋設処分の事業許可申請を既に行っている事業者もあります。L1 廃棄物の余裕探度処分についても，原子力発電所の廃止措置が進められ，L3 廃棄物のトレンチ処分とあわせてそのニーズが生じてきており，近い将来の具体化が見込まれています。この間，国の原子力安全委員会は，従来の“放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方”を改訂し，2010 年 8 月に“第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方”を決定するとともに，関連する報告書“余裕探度処分の管理期間終丁以後における安全評価に関する考え方”（2010 年 4 月）及び“余裕深度処分の管理期間終了以後における安全評価に関する技術資料”（2010 年 8 月）を発行しました。

一方，日本原子力学会では，各処分方式の安全評価手法に関して，L3 廃棄物の トレンチ処分について“極めて放射能レベルの低い放射性廃棄物処分の安全評価手法”AESJ-SC-F007:2006 を 2006 年に，L1 廃棄物の余裕深度処分について“余裕深度処分の安全評価手法”AESJ-SC-F012:2008 を 2008 年に，L2 廃棄物のピット処分については 2012 年 12 月に“浅地中ピット処分の安全評価手法”AESJ-SC-F023:2012 を制定しています。これらによって，3 種類の埋設方法に関する安全評価手法の標準が整備されたことになりましたが，L2 廃棄物の安全評価手法に関する標準以外の標準は，2010 年 8 月の安全審査の基本的考え方の改訂前に制定されており，制定後の新知見も踏まえて順次改定することとし，まず，AESJ-SC-F007:2006 を改定する“浅地中トレンチ処分の安全評価手法”AESJ-SC-F024:2013 を 2013 年 9 月に制定しました。

しかし，2011 年 3 月 11 日の津波被災に起因する福島第一原子力発電所の事故に鑑み，原子力安全委員会を廃止し，新たに原子力規制委員会が発足するなど，原子力規制行政及び関連基準の抜本的な見直しが行われたことによって，新たに策定した AESJ-SC-F024:2013 を

含めて，これまでに策定した処分の安全評価手法に関する標準全てについて見直しの必要性が生じてきました。このような経緯を踏まえ，また，2013 年 11 月にピット処分及びトレンチ処分に関する原子力規制委員会の新しい基準が制定されたことを受けて，AESJ-SC-F023:2012 及び AESJ-SC-F024:2013 の二つの標準を改定することとしました。これらの標準は，いずれも浅地中処分という共通点があり，安全確保の要件などに関しても共通するものがあり，今回の改定を契機として統合した一つの標準として改定を行うこととしました。なお，余裕深 度処分については，2013 年 11 月に制定された新規制基準では対象外となっており，今後の余裕深度処分についての新規制基準の制定状況に対応して改定の検討を行うことにしています。

この標準は，日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会 LLW 処分安全評価分科会，原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会の審議を経て制定したもので，浅地中処分（ピット処分及びトレンチ処分）について，安全評価の考え方，安全評価における考慮事項，処分システムの状態設定，被ばく経路及び各シナリオの安全評価の方法を規定した標準です。

◆低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法：2016【ピット処分及びトレンチ処分編】(AESJ-SC-F016:2016)【2018/8/8 発行】

販売価格：税込）　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

我が国の低レベル放射性廃棄物のうち，主に原子力発電所の運転に伴って発生する放射能レベルが比較的低い廃棄物については，ピット処分施設の操業が 1992 年に開始され，現在も継続されています。また，発電用原子炉施設の廃止措置などによって発生する放射能レベルが極めて低い廃棄物は，トレンチ処分施設に埋設処分することができ，その先行事例として，旧日本原子力研究所の動力試験炉（JPDR）の解体コンクリート廃棄物の埋設処分があり，これは 1996 年 3 月に操業が終了し，既に覆土の施工が実施され，現在は保全段階に入っています。また，商業運転を終えて廃止措置を実施中の原子力発電所において，廃止措置に伴って発生する放射能レベルが極めて低い廃棄物を対象とする埋設処分の事業許可申請を既に行っている事業者もあり，トレンチ処分施設の必要性は高まってきているといえます。ピット処分とトレンチ処分は総称して浅地中処分と呼ばれ，廃棄物を埋設設備あるいはトレンチに定置する操業が終了した後は，これらの施設の埋戻し（この標準では“覆土の施工”といいます）を行い，一定の期間は施設の管理を継続することが法令で義務付けられています。

この浅地中処分に関する法令については，2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所の事故を契機とする原子力施設全般の法令改正の一環として，2013 年 12 月にピット処分及びトレンチ処分を対象とする「第二種廃棄物埋設施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」が制定されるとともに，2014 年 6 月には，“核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則”も改正され，新たな規制基準が定められています。

一般社団法人日本原子力学会では，低レベル放射性廃棄物の埋設施設の埋戻しとその後の施設の管理方法を規定する標準として，2011 年 2 月に“低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る埋戻し方法及び施設の管理方法：2010”を発行していますが，前述の法令の改正に伴い，学会標準を改正する必要が生じていますので，5 年ごとの標準改定時期に合わせて，この標準のピット処分とトレンチ処分に係る部分の改定を行うことを決め，2014 年以降，LLW 埋設後管理分科会，原子燃料サイクル専門部会，標準委員会での審議を経て，改定標準の策定を進めてきました。

なお，旧標準では，廃炉に伴って発生する放射能レベルが比較的高い廃棄物を埋設処分する余裕深度処分の埋戻し方法と施設の管理方法についても規定していましたが，これらの廃棄物の処分に関しては，2015 年 1 月から原子力規制庁の“廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム”において，新規制基準の検討が行われているところですので，その制定を待つこととして，改定対象から除外しています。

　このような背景を踏まえ一般社団法人日本原子力学会は，標準の改定版として“低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法:2016-ピット処分及びトレンチ処分編-”を発行しました。
この標準は，ピット処分とトレンチ処分の二つの処分方法ごとに埋設段階及び保全段階（管理期間内）において求められる廃棄物埋設地の管理における安全確保及びその確認に資することを目的に，段階管理による安全確保の方策，覆土の施工方法，保安のために講ずべき措置（監視，埋設地の保全，定期的な評価等）及び記録などを規定しています。

◆ 余裕深度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法：2015（AESJ-SC-F014:2015）
【2015/9/1 発行】

販売価格：税込）　定価：17,187 円　会員価格：13,750 円
内容紹介：

この標準は，一般社団法人　日本原子力学会が，標準委員会 原子燃料サイクル専門部会 LLW　廃棄体等製作・ 管理分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，原子力発電所などから発生する低レベル放射性廃棄物のうち，制御棒，炉内構造物などの比較的放射能濃度の高いものを，一般的な地下利用に対して十分余裕を持った深度（地表から深さ 50m 以上の地下）へ埋設処分（余裕深度処分）するための廃棄体製作要件及びその検査方法を規定した標準です。

余裕深度処分対象廃棄体の製作に係る基本的要件を規定した標準については，2009 年に“余裕深度処分対象廃棄体の製作に係わる基本的要件”（AESJ-SC-F014:2009）として発行しました。

今回，この製作に係る基本的要件に加えて，製作した廃棄体が製作要件に適合していることを事業者が確認（検査）するための方法についても規定するとともに，その後新たに発行された，“余裕深度処分対象廃棄体の放射能濃度決定方法の基本手順”（AESJ-SC-F015:2010）及び（社）日本溶接協会の“余裕深度処分用処分容器溶接規格”（WES 7901:2011）の内容も反映した標準として，上記標準（AESJ-SC-F014:2009）を改定し，新たに発行することとしました。

◆再処理施設の臨界安全管理における燃焼度クレジット適用手順：2014（AESJ-SC-F025:2014）【2015/4/3 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円
内容紹介：

この標準は，一般社団法人 日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会臨界安全管理分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，”再処理施設の臨界安全管理における燃焼度クレジット適用手順”を規定した標準です。

燃焼度クレジットを適用する臨界安全管理においては，燃料が燃焼していることを保証することによって，核分裂性物質の減少及び核分裂生成物の蓄積による使用済燃料の反応度低下を考慮するとともに，使用済燃料の冷却期間における核種組成の変化によって生じる反応度変化を考慮します。この適用によって，新燃料を想定する臨界安全管理に比較して，使用済燃料集合体が有する反応度の実態に合わせた施設及び設備の臨界安全管理を合理的に行うことができます。また，新燃料を想定する臨界安全管理を用いて既に設置されている施設及び設備に燃焼度クレジットを適用する場合には，従来よりも高い初期濃縮度の使用済燃料集合体を取り扱うことができます。初期濃縮度の増加は，使用済燃料集合体の発生量抑制等の利点があるため，初期濃縮度は今後も増加されると考えられます。初期濃縮度が増加される状況においては，新燃料と使用済燃料の反応度差が大きくなるため，燃焼度クレジットの適用は，一層効果的になります。国外においては，特に，輸送及び貯蔵分野に対する燃焼度クレジットの適用が検討されていますが，その適用は，2 段階に分けて進められています。第 1 段階は，燃焼による 235U の減少，239Pu の生成等のアクチニド核種の変化のみを考慮し，核分裂生成物の中性子吸収効果は，安全側の扱いとして考慮しない燃焼度クレジットです。この段階の施設及び設備への適用は，国際的に広く進んでいます。我が国においても，六ヶ所再処理施設にこの段階の燃焼度クレジットが適用されています。第 2 段階は，アクチニド核種の変化に加えて，燃焼によって生成及び蓄積される核分裂生成物の中性子吸収効果を考慮する燃焼度クレジットです。この段階の施設及び設備への適用は，国外においてもまだ一般的には進んでいませんが，核分裂生成物の蓄積量及び反応断面積の精度評価について，国際的に継続的な研究が進められています。このような成果を反映して米国においては，核分裂生成物を考慮する燃焼度クレジットの適用が，使用済燃料の輸送及び貯蔵キャスクを対象に 2012 年 9 月に認められています。詳細は，解説の”2　世界各国の燃焼度クレジット適用状況”に示しますが，このような状況を背景にして，第 2 段階の燃焼度クレジットについても，広く施設及び設備への適用が進むと考えられます。以上の燃焼度クレジットに関わる国内外の状況を考慮すると，燃焼度クレジットに関わる標準を制定し，臨界安全管理の手順を明確に示すことは，重要と考えます。

これまで一般社団法人 日本原子力学会は，60 件以上の標準を制定していますが，その多くは，原子炉又は放射性廃棄物分野についての標準でした。しかしながら，再処理施設を対

象にした標準も，他の分野の標準と同様に整備していく必要があると考えます。核燃料物質を取り扱う施設全般を対象にした臨界安全管理に関わる標準は，‘臨界安全管理の基本事項：2004”として制定されていますが，燃焼度クレジットに関する具体的な規定は，含まれていません。このため，再処理施設において，燃焼度クレジットの適用対象となる使用済燃料貯蔵施設及び溶解槽の臨界安全管理に関わるこの標準を制定することによって，これら施設及び設備の設計，管理及び運転・　保守に関わる者に対して具体的な手順を明確にして，臨界の防止に役立てることを目的にしています。

なお，この標準では，新燃料を想定する臨界安全管理の具体的手順は，既に十分浸透していることから，燃焼度クレジットを適用することによって追加される手順，すなわち設計における燃焼燃料の核種組成の設定等に関わる手順，及び運転管理における使用済燃料の燃焼度の確認等に関わる手順に焦点を当てて要求事項を規定しています。

◆使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2013(AESJ-SC-F006:2013) 【2014/11/25 発行】

販売価格：税込)　　定価：24,062 円　会員価格：19,250 円
内容紹介：

“使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2013”は，(社)日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会輸送容器分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て策定・発行したもので，軽水炉型原子力発電所等の使用済燃料，混合酸化物新燃料及び高レベル放射性廃棄物の輸送に使用する輸送容器について，安全設計及び検査の要求事項を規定していました。我が国においては，原子力発電所から発生する使用済燃料は再処理し，回収されるプルトニウム，ウラン等を有効利用していくことを基本的考え方としており，使用済燃料の再処理工場等への輸送，再処理から得られたプルトニウムを使用して製造された混合酸化物新燃料の発電所への輸送，及び再処理の結果発生する高レベル放射性廃棄物の処分施設等への輸送は，原子燃料サイクル運営の基本的手段として重要です。これらの輸送に用いられる輸送容器は，輸送法令で厳しい試験条件が課せられているBM型及びBU型輸送容器で，容器形状，大きさ及び収納物の性状(固体であり，放射性物質が金属で被覆・封入されている)が類似しているので，日本原子力学会では輸送容器の安全設計及び検査に関する最初の基準作成対象としました。この標準の他に，輸送容器の安全設計及び検査基準を規定した標準には，「低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」並びに「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」があり，それぞれの発行時期に応じた最新の知見の取り込みだけでなく，お互いの関連する記載事項の整合を図っています。今回の改定作業では，これらの関連標準の最新知見の取込みの他に，新規追加の取扱い対象として輸送架台の安全設計及び検査の考え方を整理し，附属書として追加しています。また，輸送架台については，設計及び検査に関する規格・基準類が整備されていなかったことから，固縛装置として自動車運搬固縛指針等に対する適切な強度評価方法について整理を行うことで，輸送架台設計者の利便性を高めています。上述のように，この標準で取扱う輸送容器は輸送法令に定められる厳しい試験条件下においても公衆被ばく防止のための安全機能を維持する必要があり，この標準では，軽水炉型原子力発電所等から発生する使用済燃料等の輸送容器の設計及び検査の方法を規定しています。”

◆浅地中トレンチ処分の安全評価手法：2013（AESJ-SC-F024:2013）【2014/3/10 発行】

販売価格：税込）　　定価：17,187 円　会員価格：13,750 円

内容紹介：

原子力施設などから発生する低レベル放射性廃棄物は，放射能レベルに応じて適切な埋設処分方式を適用するという処分方策が確立しています。すなわち，極めて放射能レベルの低い放射性廃棄物（L3 廃棄物）については浅地中トレンチ処分，比較的放射能レベルの低い放射性廃棄物（L2 廃棄物）については浅地中ピット処分，比較的放射能レベルの高い放射性廃棄物（L1 廃棄物）については余裕深度処分によって埋設処分されます。これらのうち，実用原子力発電所で発生する L2 運転廃棄物の浅地中ピット処分は，1992 年 12 月以来，青森県六ヶ所村で埋設事業が行われています。L3 廃棄物の浅地中トレンチ処分については，茨城県東海村において，JPDR の解体廃棄物を対象とした埋設処分の操業・覆土が終了し，保全段階となっています。また，Ll 廃棄物の余裕深度処分についても，原子力発電所の廃止措置が進められ，そのニーズが生じてきており，近い将来の具体化が見込まれています。国の原子力安全委員会は，従来の“放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方”を改訂し，2010 年 8 月 9 日に“第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方”を決定するとともに，関連する報告書“余裕深度処分の管理期間終了以後における安全評価に関する考え方”（2010 年 4 月 1 日）及び“余裕深度処分の管理期間終了以後における安全評価に関する技術資料”（2010 年 8 月 5 日）を発行しました。一方，日本原子力学会では，各処分方式の安全評価手法に関して，L3 廃棄物の浅地中トレンチ処分について“極めて放射能レベルの低い放射性廃棄物処分の安全評価手法”AESJ-SC-F007:2006 を 2006 年に，L1 廃棄物の余裕深度処分について“余裕深度処分の安全評価手法”AESJ-SC-F012:2008 を 2008 年に発行しています。これにより，3 種類の埋設方法に関する安全評価手法の標準が整備されたことになりますが，L2 廃棄物以外の安全評価手法に関する標準は，安全審査の基本的考え方の改訂前に発行されており，発行後の新知見も踏まえて順次改訂することが適切と判断しました。浅地中トレンチ処分及び浅地中ピット処分はどちらも浅地中処分に分類される処分方法であり，安全審査の基本的考え方を踏まえた“浅地中ピット処分の安全評価手法”をもとに“浅地中トレンチ処分の安全評価手法”の標準を策定することにしました。この標準は，日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会LLW 処分安全評価分科会，原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会の審議を経て制定したもので，浅地中トレンチ処分の安全評価の考え方，安全評価における考慮事項，処分システムの状態設定，被ばく経路及び各シナリオの安全評価の方法を規定しています。

◆浅地中ピット処分の安全評価手法：2012（AESJ-SC-F023:2012）【2013/7/19 発行】

販売価格：税込）　　定価：17,187 円　会員価格：13,750 円

内容紹介：

原子力施設などから発生する低レベル放射性廃棄物は，放射能レベルに応じて適切な埋設処分方式を適用するという処分方策が確立しています。すなわち，極めて放射能レベルの低い放射性廃棄物（L3 廃棄物）については浅地中トレンチ処分，比較的放射能レベルの低い放射性廃棄物（L2 廃棄物）については浅地中ピット処分，比較的放射能レベルの高い放射性廃棄物（L1 廃棄物）については余裕深度処分によって埋設処分されます。これらのうち，実用原子力発電所で発生する L2 運転廃棄物の浅地中ピット処分は，1992 年 12 月以来，青森県六ヶ所村で埋設事業が行われています。L3 廃棄物の浅地中トレンチ処分については，茨城県東海村において，JPDR の解体廃棄物を対象とした埋設処分の操業・覆土が終了し，保全段階となっています。また，Ll 廃棄物の余裕深度処分についても，原子力発電所の廃止措置が進められ，そのニーズが生じてきており，近い将来の具体化が見込まれています。国の原子力安全委員会は，従来の“放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方”を改訂し，2010 年 8 月 9 日に“第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方”を決定するとともに，関連する報告書“余裕深度処分の管理期間終了以後における安全評価に関する考え方”（2010 年 4 月 1 日）及び“余裕深度処分の管理期間終了以後における安全評価に関する技術資料”（2010 年 8 月 5 日）を発行しました。一方，各処分方式の安全評価手法に関して，日本原子力学会では，2006 年に L3 廃棄物の浅地中トレンチ処分について“極めて放射能レベルの低い放射性廃棄物処分の安全評価手法”AESJ-SC-F007:2006，L1 廃棄物の余裕深度処分について 2008 年に“余裕深度処分の安全評価手法”AESJ-SC-F012:2008 を発行していますが，今後新たな L2 廃棄物の埋設事業の展開も見込まれることから，最新の知見及び浅地中ピット処分の特徴を考慮した“浅地中ピット処分の安全評価手法”の標準を策定することにしました。この標準策定によって，3 種類の埋設方法に関する安全評価手法の標準の整備を完了することができます。この標準は，日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会LLW処分安全評価分科会，原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会の審議を経て制定したもので，浅地中ピット処分の安全評価の考え方，安全評価における考慮事項，処分システムの状態設定，被ばく経路及び各シナリオの安全評価の方法を規定しています。

◆ トレンチ処分対象廃棄物の埋設に向けた取扱い及び検査の方法：2010（AESJ-SC-F021:2010）【2012/3/2 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物のうち，トレンチ処分対象廃棄物については，既に，国からその処分の概念，放射性廃棄物の放射能濃度上限値，及び埋設施設の管理における安全確保の考え方が示されています。一方，運転を終了し，既に廃止措置に着手している原子力発電所があり，発生する放射性廃棄物の一部はトレンチ処分されることになります。今後は，原子力発電所のほか，再処理施設などの運転及び廃止措置に伴って発生する低レベル放射性廃棄物も同様にその一部はトレンチ処分されることになります。こうした背景を踏まえ，一般社団法人日本原子力学会では，トレンチ処分対象廃棄物の埋設に向けた取扱い方法及びその検査方法を策定することとし，LLW 廃棄体等製作・　管理分科会，　原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会の審議を経て，“トレンチ処分対象廃棄物の埋設に向けた取扱い及び検査の方法：2010”を発行しました。この標準は，トレンチ処分の対象となる低レベル放射性廃棄物を取り扱う具体的な方法及びその検査方法を規定しています。

◆ウラン取扱施設におけるクリアランスの判断方法：2010(AESJ-SC-F020:2010)【2012/2/20 発行】

販売価格：税込）　　定価：17,187 円　会員価格：13,750 円

内容紹介：

2006 年 9 月から，原子力安全委員会放射性廃棄物・　廃止措置専門部会において，ウラン・TRU 取扱施設から発生する資材等のクリアランスに係るクリアランスレベルの審議が開始されました。その後，2008 年 7 月に，同専門部会にウラン廃棄物埋設検討小委員会が設置され，同 10 月から，引き続きウラン取扱施設の金属についてクリアランスレベルが審議されました。その結果，2009 年 10 月に報告書“ウラン取扱施設におけるクリアランスレベルについて”が原子力安全委員会で了承されました。これを受けて，文部科学省及び原子力安全・　保安院において省令改正の作業が開始されました。この標準は，ウラン取扱施設におけるクリアランスの計画が具体化しつつあること，上記原子力安全委員会の報告書及び省令改正の論議を踏まえ，原子力事業者が行うクリアランスの判断方法を定めるものです。クリアランスについては，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第六十一条の二において，“放射能濃度についての確認等”として定められており，原子力事業者は，あらかじめ認可された放射能濃度の測定及び評価の方法に基づき，その確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価を行い，国による確認を受けることになります。このうち，原子力事業者が行う放射能濃度の測定と評価までをクリアランスの判断方法として，この標準で取扱うことになります。クリアランスの判断方法については，原子炉施設におけるクリアランスについて，日本原子力学会標準“クリアランスの判断方法：2005”が　2005　年に発行されています。ウラン取扱施設と原子炉施設におけるクリアランスの判断方法の基本的フローは同じですが，対象とする放射性核種，汚染性状，汚染形態などが異なるため，この標準を制定することにしました。この標準は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会ウラン・TRU　取扱施設クリアランスレベル検 認分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，ウラン取扱施設におけるクリアランスの判断方法を規定した標準です。

◆“日本原子力学会標準　原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針:2015” のより良い理解のために(AESJ-SC-TR017:2020)【2020/12/25発行】
◆余裕 深度処分施設の施設検査方法：2010（AESJ-SC-F019:2010）【2011/5/31 発行】

販売価格：税込）　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

原子力発電施設などの運転，廃止措置に伴い発生する低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルが比較的高い放射性廃棄物は，地表から深さ 50m 以上の地下に処分する余裕深度処分が予定されています。余裕深度処分施設には，放射線障害防止上の安全を確保するために基本安全機能が要求されます。そして，個々の設備などが基本安全機能を満足していることを，余裕深度処分施設の施工中及び施工完了後に検査することが必要となります。このようなことから，一般社団法人日本原子力学会では，余裕深度処分施設の施設検査方法を策定することとし，LLW 埋設施設検査方法分科会，原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会の審議を経て，“余裕深度処分施設の施設検査方法：2010”を制定・　発行しました。
この標準 では，余裕深度処分施設に求められる基本安全機能を確保するための技術的要件，検査方法 などを規定しています。

◆ピット処分施設の施設検査方法：2010（AESJ-SC-F018:2010）【2011/3/4 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

原子力発電施設などの運転，廃止措置から発生する低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルが比較的低い放射性廃棄物は，地表，又は地表から 50m 未満の地下にピット処分されます。ピット処分施設には，放射線障害防止上の安全を確保するために基本安全機能が要求されます。そして，個々の設備などが基本安全機能を満足していることを，ピット処分施設の施工中及び施工完了後に検査することが必要となります。このようなことから，社）日本原子力学会では，ピット処分施設の施設検査方法を策定することとし，LLW 埋設施設検査方法分科会，原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会の審議を経て，“ピット処分施設の施設検査方法：2010”を制 定 ・ 発行しました。この標準では，ピット処分施設に求められる基本安全機能を確保するための技術的要件，検査方法などを規定しています。

◆トレンチ処分施設の施設検査方法：2010（AESJ-SC-F017:2010）【2011/2/10 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

原子力発電施設などの運転，廃止措置に伴い発生する低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルが極めて低い放射性廃棄物は，地上，又は地表から 50m 未満の地下にトレンチ処分されます。JPDR の解体廃棄物を対象とした放射能レベルが極めて低い放射性廃棄物については，茨城県東海村において埋設が終了し，既に覆土の施工が終了しています。トレンチ処分施設には，放射線障害防止上の安全を確保するために基本安全機能が要求されます。そして，個々の設備などが基本安全機能を満足していることを，トレンチ処分施設の施工中及び施工完了後に検査することが必要となります。このようなことから，(一社)日本原子力学会では，トレンチ処分施設の施設検査方法を策定することとし，LLW 埋設施設検査方法分科会，原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会の審議を経て，“トレンチ処分施設の施設検査方法：2010”を制 定 ・ 発行しました。この標準では，トレンチ処分施設に求められる基本安全機能を確保するための技術的要件，検査方法などを規定しています。

◆トレンチ処分施設の施設検査方法：2010（AESJ-SC-F017:2010）【2011/2/10 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

原子力発電施設などの運転，廃止措置に伴い発生する低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルが極めて低い放射性廃棄物は，地上，又は地表から 50m 未満の地下にトレンチ処分されます。JPDR の解体廃棄物を対象とした放射能レベルが極めて低い放射性廃棄物については，茨城県東海村において埋設が終了し，既に覆土の施工が終了しています。トレンチ処分施設には，放射線障害防止上の安全を確保するために基本安全機能が要求されます。そして，個々の設備などが基本安全機能を満足していることを，トレンチ処分施設の施工中及び施工完了後に検査することが必要となります。このようなことから，㈳日本原子力学会では，トレンチ処分施設の施設検査方法を策定することとし，LLW 埋設施設検査方法分科会，原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会の審議を経て，“トレンチ処分施設の施設検査方法：2010”を制 定 ・ 発行しました。この標準では，トレンチ処分施設に求められる基本安全機能を確保するための技術的要件，検査方法などを規定しています。

◆余裕深度処分の安全評価手法：2008（AESJ-SC-F012:2008）【2009/5/29 発行】

販売価格：税込）　　定価：20,625 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

原子炉施設などから発生する低レベル放射性廃棄物のうち，使用済制御棒などの比較的放射能濃度の高い廃棄物に関する処分（余裕深度処分）については，既に，国からその処分の概念，廃棄物の放射能濃度上限値，及び埋設施設の管理における安全確保の考え方が示されています。一方，運転を終了し，既に廃止措置に着手している原子炉施設があり，発生する廃棄物の一部は余裕深度処分されることになります。今後は，原子炉施設の他，再処理施設などの運転及び廃止措置に伴って発生する低レベル放射性廃棄物も同様にその一部は余裕深度処分されることになります。こうした背景を踏まえ，（ 社）日本原子力学会では，余裕深度処分の安全性を評価する手法を策定することとし，（ 社 ）土木学会の協力を得て，標準委員会原子燃料サイクル専門部会余裕深度処分安全評価分科会，原子燃料サイクル専門部会及び標準委員会の審議を経て，「余裕深度処分の安全評価手法：2008」を発行しました。この標準は，余裕深度処分に起因する一般公衆の被ばく線量を評価するための安全評価シナリオの分類の考え方，被ばく経路，評価モデル，評価パラメータなどを規定しています。AESJ-SC-F012:2008 には，次に示す附属書があります。

附属書　1（規定） 処分システムにおける核種移行及び被ばく経路の評価手法
附属書　2（参考） 安全評価シナリオの分類の考え方
附属書　3（参考） 地下水移行を介した線量評価例
附属書　4（参考） 地表接近時の評価手法の例
附属書　5（参考） ボーリング掘削の線量評価例
附属書　6（参考） 主要なバリア機能に対する要因分析の例
附属書　7（参考） 余裕深度処分における埋設施設の状態変化の例
附属書　8（参考） 余裕深度処分の基本 FEP リストの例
附属書　9（参考） FEP 相関マトリクスによる検討例
附属書 10（参考） 解析モデルを用いた技術的検討例
附属書 11（参考） 地下水移行経路における主要パラメータの感度解析例

◆返還廃棄物の確認に関する基本的考え方：2011（AESJ-SC-F011:2011）【2012/5/17 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

　この標準は，一般社団法人日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会返還廃棄物確認分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，海外再処理委託に伴って発生する返還廃棄物の確認の基本的考え方を規定した標準です。返還廃棄物については，これまでフランスから高レベル放射性廃棄物ガラス固化体について返還実績がありますが，今後新たにイギリスから高レベル放射性廃棄物ガラス固化体，フランスから低レベル廃棄物の返還が予定されており，返還数量が増加すること，また低レベル廃棄物については高レベル放射性廃棄物ガラス固化体とは性状も異なることを踏まえて，今後返還される廃棄物の合理的な確認の基本的考え方，確認項目，確認方法及び品質保証方法について規定することが重要と判断し，2007 年にこの標準を制定しました。その後，2010 年にイギリスからの高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の返還が開始されています。なお，今回，フランスから返還される予定の低レベル放射性廃棄物ガラス固化体を適用範囲に追加するために改正しました。

◆使用済燃料中間貯蔵施設用コンクリートキャスク及びキャニスタ詰替装置の安全設計及び検査基準：2007（AESJ-SC-F009:2007）【2007/7/18 発行】

販売価格：税込）　　定価：17,187 円　会員価格：13,750 円

内容紹介：

本標準は，燃料詰替設備を設置しない使用済燃料中間貯蔵施設に用いるコンクリートキャスク及びキャニスタ詰替装置について，安全設計及び検査の要求事項を規定しています。コンクリートキャスクによる中間貯蔵方式については，安全性，経済性の観点から金属キャスクと並んで主流となる貯蔵方式であり，我が国においても金属キャスクと並んで実用化されるものと考えられることから，日本原子力学会では，金属キャスクに引き続く次の標準作成対象として，コンクリートキャスクを選定しました。 この標準においては，中間貯蔵施設の安全性を高めるため，金属キャスクと同様，燃料詰替設備を設置しない（使用済燃料集合体を直接取り扱わない）施設で貯蔵するコンクリートキャスクを対象としています。また，貯蔵建屋内でキャニスタ輸送キャスク及びコンクリート製貯蔵容器の間のキャニスタ詰め替えが必要となるため，キャニスタ詰替装置も対象としました。 このような中間貯蔵施設では，コンクリートキャスク及びキャニスタ詰替装置が有する基本的安全機能及び収納する使用済燃料集合体の健全性を維持する必要があり，この標準では，そのためのコンクリートキャスク及びキャニスタ詰替装置の設計の方法とそれを確認するための検査の方法を規定しています。

◆収着分配係数の測定方法-深地層処分のバリア材を対象とした測定の基本手順：2006 (AESJ-SC-F008:2006) 【2006/11/10 発行】

販売価格：税込)　　定価：10,312 円　会員価格：8,250 円

内容紹介：

本標準は，データの信頼性や再現性，適用できる範囲の判断を行なえるように基本的な測定手順を規定し，深地層処分において用いられる各種バリア材の収着分配係数の相互比較を行えるようにしたもので，「収着分配係数の測定方法－浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順：2002」以下，「浅地中標準」という。)の制定やそれ以降の技術的 知見も踏まえ，深地層処分特有の課題を検討した上で，バッチ法とともに新たに拡散法についても，現時点において標準化が可能な項目を整理し，測定者や測定方法による変動の要因を少なくして測定値の再現性を確保し測定値の相互比較を可能とするための基本手順を規定したものです。※なお，「浅地中標準」及び本標準を作成するに際し集約した技術情報を「収着分配係数の測定方法—浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順及び深地層処分のバリア材を対象とした測定の基本手順—（技術レポート)」として発行しております。

◆クリアランスの判断方法：2005（AESJ-SC-F005:2005)【2005/8/12 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

　原子力研究開発利用に対する我が国の基本方針は，原子力の研究，開発及び利用に関する長期計画において取り纏められています。その長期計画の中では，原子力発電や核燃料サイクル事業などの原子力の開発利用に伴い発生する廃棄物についても十分な安全確認のあり方を確立することを前提に，再利用の用途やシステムの構築等を幅広く検討していくことが重要とされています。このような状況を踏まえて，原子炉施設において発生する固体状物質に対するクリアランスの判断方法に関する標準を策定・　発行しました。本標準では，将来に適用範囲が拡大してゆくことを考慮して，できる限り多くの選択肢と提案を取入れ，対象物に応じた合理的なクリアランス判断方法が選択できるよう配慮しました。

◆臨界安全管理の基本事項：2004 (AESJ-SC-F004:2004)【2005/1/25 発行】

販売価格：税込）　　定価：10,312 円　会員価格：8,250 円

内容紹介：

　臨界安全管理において，安全審査指針，臨界安全ハンドブック，諸外国のレポートが活用されておりますが，それらに加えて，本標準を作成した意図は次の２点にあります。(1)未臨界の確保を具体化する施設の設計作業及び運転中の施設を未臨界に維持する目的で行う一連の管理作業の両者に対する臨界安全管理の方法を，合理的かつ明確に整理して，設計者や運用者に役立つドキュメントを作成すること。(2)臨界安全管理の範囲とそれを貫く基本概念を提示することにより，臨界安全管理の本質を設計者，運用者，管理者に対して明確化し，ウラン加工施設事故のような臨界事故の再発防止に役立てること。これらを達成するために，核燃料物質を取り扱う施設を設置，運転する者が臨界事故発生防止の観点から実施する臨界安全管理の基本事項，すなわち未臨界の確保に必要な手順の事前評価及びその検証，さらにその維持に関する基本的考え方についてまとめたものが，本標準です。

◆収着分配係数の測定方法―浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順：2002（AESJ-SC-F003:2002）【2003/9/10 発行】

販売価格：税込）　　定価：10,312 円　会員価格：8,250 円

内容紹介：

“収着分配係数”は，放射性廃棄物処分の分野で，環境中における放射性核種の移行予測や安全評価などに利用されている重要なパラメータの一つである。しかしながら，収着”は多様な物理的・　化学的要素が複雑に絡んだ現象であり，測定条件によって収着分配係数が大きく異なる場合がある。この標準は，データ間の相互比較が容易に行えるよう測定の基本となる条件を整理し，浅地中処分のバリア材（土壌，セメント系材料等）を対象としたバッチ法について，安定に収着分配係数を得るための基本手順を制定したものである。

◆使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010（AESJ-SC-F002:2010）【2010/7/31 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

原子力発電所の使用済燃料に対する我が国の基本方針は，リサイクルによるプルトニウム及び回収ウランの再利用にあります。燃料サイクルにおける中間貯蔵は，再処理施設の操業に柔軟に対応するための手段と考えられています。1999 年 6 月には原子炉等規制法が改正され，使用済燃料の貯蔵の事業が追加されました。すでに民間事業者は 2010 年までに中間貯蔵施設を操業開始するという目標を掲げ準備を進めています。このような状況を踏まえて日本原子力学会では，2002 年 6 月に中間貯蔵用金属キャスクに関する標準を制定しました。その後，2002 年 10 月原子力安全委員会は，新たに金属キャスクによる中間貯蔵のための安全審査指針を策定し，これを受けて日本原子力学会では，2004 年 1 月にこの標準を改定しました。また，2006 年 4 月には，原子力・　安全保安院が使用済燃料貯蔵施設に係る技術要件を改定し，これを受けて日本原子力学会では，2008 年 5 月にこの標準を再度改定しました。青森県むつ市に建設が予定されている国内初の中間貯蔵施設は，現在，安全審査の段階にあり，その後，設計及び工事の方法の認可の審査段階に入ることから，この標準が今後のこれらの認可審査において有効に用いられると考えられます。この標準は，「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2008」を，上記の認可審査においてより有効に利用できるよう，原子力学会標準委員会原子燃料サイクル専門部会リサイクル燃料貯蔵分科会，同専門部会及び同委員会での審議を経て改定したものです。この標準の対象とする金属キャスクは，使用済燃料の中間貯蔵施設での静置・　保管だけでなく，原 子 力発電所からの輸送，及び中間貯蔵施設からの輸送に一貫して使用するものです。したがって，この標準では保管及び輸送上の基本的安全機能及び構造上の設計要求，並びに各過程での検査項目及び検査方法等を規定します。また，この標準には，事業者の責任，発電所内における先行貯蔵，部材の長期健全性の確認についても規定しています。

◆使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物・低レベル放射性廃棄物輸送容器定期点検基準：2008（AESJ-SC-F001:2008）【2009/9/30 発行】

販売価格：税込）　　定価：10,312 円　会員価格：8,250 円

内容紹介：

この標準は，社）日本原子力学会が標準委員会原子燃料サイクル専門部会輸送容器分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て策定・　発行したもので，原子力発電所等の使用済燃料，混合酸化物新燃料，高レベル放射性廃棄物及び低レベル放射性廃棄物の輸送に使用する輸送容器の性能を維持し，安全輸送を達成することを目的として実施する定期点検及び輸送前点検の要求事項を規定しています。原子力発電所等の使用済燃料，混合酸化物新燃料及び高レベル放射性廃棄物の輸送に使用する輸送容器の定期点検の要求事項については，これまで，AESJ-SC-F001:2000“使用済燃料・　混合酸化物新燃料・　高レベル放射性廃棄物輸 送容器点検基準：2000”を制定していました。今般，前述の標準の適用範囲に低レベル放射性廃棄物を追加するとともに，記載様式を全面的に見直したことより，AESJ-SC-F001:2000 は廃止され，この標準に置き換えられました。我が国においては，原子力発電所から発生する使用済燃料は再処理し，回収されるプルトニウム，ウラン等を有効利用していくことを基本的考え方としており，使用済燃料の再処理工場等への輸送，再処理から得られたプルトニウムを使用して製造された混合酸化物新燃料の発電所への輸送，再処理の結果発生する高レベル放射性廃棄物の埋設施設等への輸送，発電所等の施設の運転・　解体に伴って発生する低レベル放射性廃棄物の輸送は，原子燃料サイクル運営の基本的手段として重要です。これらの輸送物は，輸送法令で厳しい試験条件が課せられている BM 型及び BU 型輸送物であり，輸送に使用される輸送容器についても，その基本性能が維持され，確認されることが必要です。今回制定した点検基準は，輸送容器の定期点検及び輸送前点検について，その実施時期，検査項目，検査方法，記録等の基準を規定しています。

英語版標準

◆A Standard for Procedure of Seismic Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants: 2015 (AESJ-SC-P006E:2015) 【2020/6/4 発行】

販売価格：税込）　定価：20,900 円　会員価格：16,500 円

内容紹介：

A standard for Procedure of Seismic Probabilistic Risk Assessment (PRA) for Nuclear Power Plants: 2015 has been established and issued by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) through the discussions at the Seismic PRA Subcommittee under the Risk Assessment Technical Committee of the Standards Committee. As an enforcement standard based on the PRA procedure, the standard specifies the requirements which should have the PRA dealing with incidents resulting from earthquakes at nuclear power plants during power operation, and the concrete methods of meeting it.

This 2015 version standard is regular revision. In revising the 2007 version standard, we updated various requirements to reflect advancements in Seismic PRA techniques based on new technological findings after the publication of the previous standard and to improve the quality and transparency of this standard. In particular, the lessons learned and new findings from the severe accidents of Fukushima Dai-ichi nuclear power plants, which occurred on March 11 of 2011, were significant. The reason was that three cores were melted down and large amounts of FP were released in the accidents.

The Standards Committee and the Risk Technical Committee reopened the Seismic PRA Subcommittee and three Working Groups (WG); Seismic Hazard Evaluation WG, Building and Component Fragility Evaluation WG, Accident Sequence Evaluation WG, and resumed the discussion of the Seismic PRA Standard. In the first place the Subcommittee found essential topics for revision of the Seismic PRA Standard and classified them to short term ones, which were able to be provided as implementation requirements at an early date, and medium- and long-term ones, which were considered to require medium to long-term research initiatives. The amendment reflected solutions to short-term topics as requirements. This standard showed information about research and technical development for medium- and long-term topics as referential attachments, too. These attachments are useful for information sharing with users. The revised standard has several remarkable points. First of all, this standard covers all the areas on seismic PRA and includes not only seismic events but also seismic induced events, e.g. seismic induced fire, seismic induced internal flooding, and seismic event combined with tsunami. To be specific,

seismic hazard evaluation method comes from this standard, accident sequence evaluation method is based on each PRA standard, and fragility evaluation method of SSCs (structures, systems and components) for seismic induced event PRA is based on the fragility chapter of this standard. For example, fragility evaluation method of equipment for tsunami (a seawall, a watertight door and others) is stipulated in this standard in case of seismic event PRA combined with tsunami.

Seismic PRA or seismic induced event PRA can provide risk information to improve the safety level of nuclear power plants by using this revised Seismic PRA Standard, which includes the important and useful points stated above.

◆Terms and Definitions shared by the Risk Assessment Standards for Nuclear Facilities: 2018 (AESJ-SC-RK003E:2018) 【2020/2/27 発行】

販売価格：税込)　　定価：10,450 円　会員価格：8,250 円

内容紹介：

The standard "Terms and Definitions shared by the Risk Assessment Standards for Nuclear Facilities: 2018" has been established and issued by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) through the discussion at the Risk Assessment Technical Committee and the Standards Committee and describes the "technical terms and definitions, and abbreviations" for several risk assessment standards issued by the Standards Committee.

The standards issued by the Standards Committee include a chapter that specifies "technical terms and definitions, and abbreviations". Some of the terms are listed in more than one standard redundantly. The definitions in those are subtly different from each other because they are respectively revised in conformity to individual usage in the standard. The usage of the technical terms may be slightly different and be updated to be most appropriate for periods of the standard published.

When we develop a new standard, the "technical terms and definitions, and abbreviations" listed in the previously published standards are investigated. Even if a technical terms and definitions appear in the above cited standards, they appear in duplicate in some situations to enhance usability of users. In that case, the definition in more than one standard should be consistent with each other.

From the perspective of standard users, the present situation raises a few problems. First, different definitions in the standard terminology might cause confusions to users. Secondly, it is difficult to identify the technical terms which are used in special meaning in the standard only.

Accordingly, the Standards Committee has decided to develop a standard for common terminology, "technical terms and definitions, and abbreviations" for several risk assessment standards issued by the Standards Committee. In former version of this standard, the scope was limited to the terms used in the Standards developed by the Risk Assessment Technical Committee, but in this version of the standard, the scope has been expand to cover various risk assessment standards issued by the Standards Committee of AESJ, because standards developed by the System Safety Technical Committee also quote the Definitions and Terms in this standard.

◆AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility: 2015 (AESJ-SC-A008E:2015) 【2020/1/31 発行】

販売価格：税込）　　定価：9,625 円　会員価格：7,700 円

内容紹介：

Recent development on the simulation technology and the remarkable progress on the computer performance make the role of the computer simulation for the nuclear system so important that assessment of the simulation credibility becomes common concern. While the commercialized computer simulation codes are widely available, content of the simulation codes are treated as a black box so that how to ensure the simulation credibility is an issue. In the U. S. and Europe procedure is underway to establish the technical guide or the standard for verification and validation in the computational simulations.

According to the trend of this state of the art simulation technology, the discussion on modeling and simulation of scientific computing focuses on the approach of verification and validation in the modeling. Also, it is important to establish the process to improve the reliability of the simulation continuously. Under the right kind of application of that process and predictive capability of the simulation should be estimated. In order to secure the simulation credibility, it is necessary to establish the procedure on verification and validation including the estimation of the modeling uncertainty. It is pointed out that those are urgent and important issues in the nuclear engineering.

On March 11, 2011, severe accidents occurred in the multi units of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants. To clarify the detail accident sequence during the accidents and identify the various causes resulting in the accidents, and further enhance the safety of the nuclear power plants based on the lessons learned from the Fukushima Daiichi Nuclear Accident is the mission for all those involved with nuclear energy.

Upon the lessons learned from the accident, the range of the system and the postulated phenomena in the field of the nuclear simulations which are covered by the simulation have expanded wider. Also, the Final Report of Atomic Energy Society of Japan (AESJ) investigation committee of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident has acknowledged the complexity of the Mother Nature and limitation of our knowledge, and recommended that the simulation technology should be applied based on proper verification and validation procedure and the information acquired from that should be required to deal with the large uncertainties of the Fukushima Daiichi Accident. In order to solve these issues, it is important to establish and organize the framework aiming for methodology for quantitative measuring and reduction of the uncertainties in the modeling and prediction.

To further progress our nuclear safety culture, we need to form a new modeling and simulation technology from the latest technical knowledge and safety functions that we develop and improve in the process of creating safety measures with the lessons learned from the Fukushima Daiichi Nuclear Accident through development of the main primary method on, and also by promoting normalization of the methodology for the related verification and validation and technically contributes to the realization of the nuclear safety, in addition, we are advised that it is essential to urgently finalize the technical basis for the simulation to promote the realization and the continuous improvisation of the world leading nuclear safety technology by independent standardization of methodology for the concerned verification and validation. Under above circumstances, it is required to establish the framework for the methodology of the modeling, verification and validation for the simulation credibility in the nuclear application, and on judgment of the predictive capability of the modeling. Urgent action is necessary to establish the guidelines that organize the technical requirements on the fundamental idea to ensure the simulation credibility.

Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations: 2015 has been established and issued by the AESJ through the discussion at the Simulation Reliability Assessment Subcommittee in the Advanced and Fundamental Systems Technical Committee (ATC), and the Standards Committee (SC). This guideline specifies the fundamental concept on the assessment of simulation credibility in the nuclear system, based on the former studies on the verification and validation of computation.

We expect that establishment of the guideline provides the fundamental requirements on the scientific and technical approach to assess more precise credibility of the simulation of the nuclear engineering. Also, this guideline is expected to be utilized for an implementation standard regarding verification and validation in the simulation technology of reactor physics, radiation, thermal hydraulics, chemical reactions, structural dynamics and the combined phenomena, which apply to the process of design, construction, and operation of the nuclear facilities.

◆Code on Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programs: 2015(AESJ-SC-P005E:2015) 【2019/12/6 発行】

販売価格：税込)　　定価：17,600 円　会員価格：13,750 円

内容紹介：

The "Code on Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programs 2015" was established by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) through discussions in PLM Subcommittee followed by deliberations in System Safety Technical Committee and then in Standards Committee. The Code sets forth the method for implementation of ageing management measures to be adopted by Japan's electric utilities which are in charge of operation and management of light water reactor-type nuclear power plants.

For the purpose of this Code, ageing management of nuclear power plants means the implementation of activities taking into consideration long-term plant operation through evaluation of the effects of ageing phenomena, which are expected to occur in structures, systems and components constituting a nuclear power plant, on their safety functions.

In order to ensure safe and stable operation, Japan's nuclear power plants are subjected to regulatory inspections conducted by the Ministry of Economy, Trade and Industry in accordance with the Electricity Business Act (It was decided in July 2013 that the Nuclear Regulation Authority would perform regulatory inspections according to the "Act on the Regulation of Nuclear Source Material, Nuclear Fuel Material and Reactors") and voluntary inspections implemented by electric utilities by shutting operation at regular intervals. These inspections are intended to verify the consistency with the technical standards specified in the ministerial ordinances and notifications. At the same time the electric utilities are implementing the maintenance programs for plant structures, systems and components to confirm their integrity, maintain their intended safety functions and maintain and improve their reliability. In addition, while the plant is operating, the electric utilities carry out condition monitoring, including trend monitoring, plant walkdowns and surveillance tests, to identify abnormal indications of plant structures, systems and components.

The original version of Code on Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programs was issued in March 2007. The original version set forth the method of implementing ageing management measures for plants operating more than 30 years. Drafting the revised version started immediately after issuance of the original Code in conjunction with the work toward establishment of a new inspection system for nuclear power plants. This new version of the Code specifies the details of ageing management measures to be taken from the early stage of operation, when the plant marks its 10th and 20th year of operation, and enhances ageing

management measures to be implemented every 10 years after a plant marks its 30th year of operation.

AESJ-SC-P005:2008 which was issued in February 2009 includes major changes. First, the definition of ageing management measures was reviewed and maintenance activities to be conducted to address ageing phenomena were identified according to the number of operating years to determine the details of an ageing management program in conjunction with the maintenance program. In addition, "summary sheet of ageing phenomena" were formulated showing expected ageing phenomena according to nuclear power plant component based on knowledge obtained by nuclear power plants which had implemented an ageing management technical evaluation. The summary sheet of ageing phenomena is attached to this Code as a regulatory requirement and this Code requires electric utilities to perform ageing management from the early stage of plant operation according to the summary sheet of ageing phenomena. This Code also includes another attachment which identifies the ageing management measures to be taken when a plant marks its 10th and 20th year of operation and enhances ageing management measures to be implemented every 10 years after the plant marks its 30th year of operation by specifying the standardized methods for evaluation of individual ageing phenomena.

The summary sheet of ageing phenomena in AESJ-SC-P005: 2010 (Amendment 1), 2011 (Amendment 2) and 2012 (Amendment 3) include the results of ageing management technical evaluation for the 8 units (i.e., Turuga-1, Fukushima Daiichi-4, 6, Hamaoka-2, Tokai Daini, Mihama-1 and Ohi-1, 2) as the latest knowledge, which were described in the reports submitted to Nuclear Safety Commission of Japan from November 2007 to the end of October 2010.

AESJ-SC-P005:2015 includes the following major changes:

- Incorporating the "Regulatory Guide for the Implementation of Ageing Management Program for Commercial Nuclear Power Generation Facilities" (issued by the Nuclear Regulation Authority, December 6, 2013) and lessons learned from the Great East Japan Earthquake, the scope of components subject to the evaluation and the evaluation period were reviewed and modified, and descriptions about technical evaluation of plants in a long-term shutdown state, tsunami safety evaluation and evaluation of the effectiveness of the Assessment of ageing management measures were added.
- The findings obtained from the International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL) were incorporated into Attachment E (Reference) "List of Ageing Phenomena".
- Attachment C (Provisions) "Methods for Implementing Technical Evaluation of Ageing Phenomena" and Attachment D (Provisions) "Method for Implementing Seismic Safety Evaluation" were modified incorporating the latest knowledge.
- The Summary Sheet of Ageing Phenomena included in Attachment A (Provisions) was revised to include the results of ageing management technical evaluation for the 5 units (i.e.,

Fukushima Daiichi-1, Fukushima Daini-1, Genkai-2, Ikata-2 and Mihama-2), which were described in the reports submitted to Nuclear Safety Commission of Japan from November 2010 to the end of October, 2012 as well as operating experience in nuclear power plants as the latest knowledge. In addition, the combinations of component portions and ageing phenomena, which should be subject to seismic safety evaluations taking into account ageing phenomena, were identified in the Summary Sheet of Ageing Phenomena for each plant component based on the knowledge obtained by nuclear power plants which had implemented an ageing management technical evaluation.

AESJ-SC-P005:2015 includes following Attachments, but the Attachments E and F (Reference) are not an integral part of the provisions.

Attachment A (Provisions): Ageing Management According to Summary Sheet of Ageing Phenomena

Attachment B (Provisions): Method for Implementing Ageing Management Program Every Ten years

Attachment C (Provisions): Methods for Implementing Technical Evaluation of Ageing Phenomena

Attachment D (Provisions): Method for Implementing Seismic Safety Evaluation

Attachment E (Reference): List of Ageing phenomena

Attachment F (Reference): Philosophy for Ageing Management Based on Ageing Phenomenon Characteristics

◆Implementation Standard Concerning the Tsunami Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants:2011 (AESJ-SC-RK004E:2011) 【2013/4/12 発行】

販売価格：税込）　定価：17,187 円　会員価格：13,750 円

内容紹介：

A standard for Procedure of Tsunami Probabilistic Risk Assessment (PRA) for nuclear power plants 2011 has been established and issued by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) through the discussion at the Tsunami PRA Subcommittee under the Risk Technical Committee of the Standards Committee. The standard specifies the requirement which should have the PRA regarding incidents resulting from tsunamis as the initiating events at nuclear power plants during power operation, and the concrete method of filling it as an enforcement standard based on the PRA procedure.

The mission of the Standards Committee (SC) and the Risk Technical Committee (RKTC) is the establishment and publication of criteria/guidelines with regard to probabilistic assessment of the risk caused by incidents. In this respect, March 11 of 2011 is the day that should be engraved in the heart of the committee members. The 2011 earthquake off the Pacific coast of Tohoku occurred at 14:46:18 Japan Standard Time on March 11. Approximately in 40minutes, the first tsunami struck the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station (NPS). Consecutively, other tsunamis rushed one after another, which resulted in the station black out and loss of ultimate heat sink in the units 1-4 of the Fukushima Dai-ichi NPS. Without recovery of the AC power, the reactor cores were seriously damaged and the nuclear fuel melted which lead to the radioactive material release to environment. To make the matter worse, the hydrogen detonation in the reactor building took place which provoked the continuous loss of cooling capability and controllability in the reactor core as well as the spent fuel pool.

The SC and the RKTC of the AESJ has announced the press release in light of the serious accident to establish the Tsunami PRA Subcommittee and to develop a standard for Tsunami PRA procedures. It indicates the understanding of the SC and the RKTC that the tsunami risk should be emphasized and developed with the highest priority. Japanese nuclear facilities are subject to external hazard risk, particularly, earthquakes and associated incidents with the earthquakes. The necessity of a comprehensive risk assessment related to both the internal and external events has been recognized.

The PRA for nuclear power plants evaluates the safety of a nuclear power plant in a comprehensive and quantitative manner using the probabilistic methodology. As mentioned above, the PRA for nuclear power plants can be roughly classified into two groups according to the characteristics of the initiating events; one for internal events, which result from equipment

failure occurring inside of the power generation system and human errors, and the other for external events, which result from earthquakes and fires, etc. The PRA focuses on the events which lead to core damage or large amount of fuel failure, identifies the accident scenarios which result in failure and development of events following the failure, and estimates frequencies of each event and its effect. The PRA methodology has been recognized as the effective means which can support the decision making process in the fields of safety design, operation management and safety regulations.

As Japan is one of the countries with frequent earthquakes, a great deal of efforts has been made in the field of seismic research since the early stage. By association, researches on the tsunami generation, propagation and induced damage have been published. The accumulation of seismic research results has been incorporated in the seismic design of nuclear power plants and analytical methods have been improved accordingly and the seismic PSA standard has been published in March 2007. The Regulatory Guide for Reviewing Seismic Design of Nuclear Power Reactor Facilities has been published by the Nuclear Safety Commission in September 2006 in which the residual risk quantification is strongly suggested. The Japan Society of Civil Engineers issued a report that sets up the reevaluation of design tsunami height of the nuclear power plants. To our regret, the PRA procedures guide for tsunami has not yet been developed although the importance is held in mind of the PRA community.

Accordingly, we hereby institute a standard to specify the standardized procedure for tsunami PRA considering the results of investigation into the concept, the requirements which should have and the concrete fields methods regarding tsunami PRA referring the opinions of experts in the associated fields.

技術レポート

◆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-TR009-1:2021）【2022/3/30 発行】

販売価格：税込）　　定価：11,000 円　会員価格：8,800 円

＜まえがきより＞

　この報告書は，日本原子力学会が，標準委員会システム安全専門部会の下に設けられた炉心燃料分科会において検討し，同委員会及び同専門部会での審議を経て作成したものです。この報告書は 2015 年に初版として発行され，その後の状況変化や知見の拡充を取り込んだ改定を行い，今回第 2 版として発行されるものです。

この報告書は，発電用軽水型原子炉における“止める，冷やす，閉じ込める”といった基本的な安全機能に対して炉心及び燃料が担っている役割を明確にし，安全機能を確実にするための設計及び評価の方法を示すこと，また，それを通して炉心及び燃料の安全設計に係る実施基準を策定する際の基礎資料となることを目的としています。

燃料及び炉心の技術者集団である炉心燃料分科会に課せられた使命は，原子力の安全性を一層高めていくことにあります。そのためには“炉心及び燃料が安全に設計されている”ことの意味を十分な科学的根拠に基づいて説明する必要があります。技術基準が妥当であることを判断するには“炉心及び燃料が安全であること”の科学的な定義が必要であり，その全てを現行の規制基準，設計指針類から導出することには限界があるとの共通認識に至りました。一方，2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震に起因した福島第一原子力発電所の 1 号機から 3 号機の重大事故は，原子燃料の持つ公衆及び環境に対する潜在的な脅威が現実となり，原子燃料の安全とは何たるかを専門家集団が改めて確認すべしとの認識をもたらしました。

炉心燃料分科会では，原子炉の安全確保の全体像を改めて整理し，炉心及び燃料が果たすべき安全上の役割について確認し，既存の規制や設計の枠組みや考え方に囚われることなく炉心及び燃料の安全設計の考え方を整理して 2015 年に技術レポート初版としてまとめました。その後の原子力技術分野の進捗を概観すると，原子炉物理学や伝熱工学，機械工学等の基礎学理に根差した設計技術には大きな変化はなかった

一方で，安全思想の分野には目覚ましい発展がありました。以前より提唱されていた深層防護思想が広く根付き，通常・　異常・　事故時の安全の考え方とこれに基づいた設計，事故対応設備の充実化，公衆安全の考え方等が整備されています。さらに，我が国の「設置許可基準規則」が 2017 年 9 月に改正され，地震時の燃料被覆材の放射性物質の閉込め機能が新たに要求されました。

炉心燃料分科会では，上記の原子力技術分野の事故後の進化を鑑み，初版発刊後に蓄積された科学技術知見，海外基準，国際動向等を積極的に反映することとしました。炉心及び燃料の安全設計（第 1 分冊）については新知見を遍く収集し，地震時に要求される安全機能への追加等を報告書に反映すると同時に，漏えい燃料が存在する炉心における安全評価等，新しい考え方についても付録に追加しました。前述のように，核設計（第 2 分冊）及び熱水力設計（第 3 分冊）については新知見に基づく技術的な更新は小さく，報告書の改定は必要ないと判断しました。

報告書は初版の区分を踏襲し 3 分冊で構成される報告書として取りまとめました。

・ 第 1 分冊：炉心及び燃料の安全設計
・ 第 2 分冊：核設計
・ 第 3 分冊：熱水力設計

この報告書では燃料棒及び燃料集合体に関する安全設計を“燃料の安全設計”，これに核設計及び熱水力設計をあわせて炉心全域を対象とした安全設計を“炉心の安全設計”と呼びます。第 1 分冊は炉心及び燃料の安全設計全体の枠組みを示し，主に熱機械設計の観点から損傷モードを抽出し，安全機能維持のための要求に展開し，さらに評価対象とすべき事象を選定しました。初版以降の技術的進展が顕著に反映された分冊です。第 2 分冊では，第 1 分冊で整理された損傷モード及び評価すべき事象から出発し，これらの評価を実施するために必要となる核設計パラメータ及びそれらへの要求事項を整理しました。制御棒駆動系設計については，設計の対象範囲である機能及び性能，構造設計及び材料設計のうち，燃料に直接関連する機能及び性能を第 2 分冊に含めました。第 3 分冊では，核設計の結果を入力として実施される熱水力設計について，バウンダリの健全性（すなわち，閉込め機能）を確保するために“冷やす”との観点から要求事項を整理しました。そして炉心及び燃料の安全設計（第 1 分冊），核設計（第 2 分冊）及び熱水力設計（第 3 分冊）は，それぞれの結果（出力）が他の入力となり，これらの分野が相まって炉心及び燃料の安全が達成されています。これらの 3 分冊では，炉心及び燃料が安全に設計されていることの意味，並びにそれを達成するための方法と判断の基準が示されています。

この報告書第 2 版は，原子力規制委員会及び日本原子力学会標準委員会における最新の活動に対し有用な情報を与えるものと期待します。また，電力会社やメーカの技術者にとって，燃料設計を進める上での拠り所となる体系となっています。さらに，大学などの機関の研究者，大学院生などにとっては，体系的かつ詳細に燃料安全が記述された教科書として機能すると期待されます。昨今技術発展の著しい事故耐性燃料の開発研究分野においても，燃料安全を考える上での強固な拠り所としての機能も期待されます。この報告書が我が国の原子力安全へ大きく貢献することを切に願います。加えて，炉心及び燃料の安全設計の考え方を広く普及させ，多くの方々の理解を助けるものとなれば幸いです。

◆外的事象に対する原子力安全の基本的考え方:2021（AESJ-SC-TR018：2021）
【2022/3/4 発行】

販売価格：税込）　　定価：8,250 円　会員価格：6,600 円

内容紹介：

我が国では，東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「福島第一事故」という）の教訓から，地震，津波をはじめ外的事象にかかる規制要件の見直しがなされ，原子力発電所において対策が取り組まれ，外的事象に対して余裕のある堅牢な備えがあり設計を超える領域においても安全性は高くなっている。しかし，不確実さの大きい外的事象について，高い安全性を将来にわたり維持していくために，継続的な安全性向上の取組みが必要になる。継続的な安全性向上には，新知見を適時に収集分析し，リスク情報を活用したグレーデッドアプローチによって，限られたリソースを適切に用いて適時に意思決定し実行し，改善が必要であればフィードバックしていく仕組みを確立し，進めていくことが重要である。

2018年度から標準委員会原子力安全検討会の傘下に「外的事象安全分科会」を設け，原子力安全，プラント設計，設備設計等の専門家が参画し，国内外の外的事象にかかる規制及び事業者対応を調査整理し，地震工学会・　原子力学会の技術レポート「地震安全の基本原則」を参照しつつ，地震，津波，強風，低温，高潮等の外部ハザードに対する原子力安全の基本的な考え方を議論し，その実行にかかる課題と対応として必要な規格・　標準の制改定，対策 の高度化，研究・　技術開発事項の抽出につながる事項をまとめた。1 章でこの技術レポートの目的及び適用範囲を明記した上で，原子力安全の基本となる事項を　2　章に改めて記載した。3　章では外的事象に対する原子力安全確保を行うためのフレームワークを示し，4 章では国内の実状をまとめ，それらの比較から　5　章で将来に外的事象に対する原子力安全を確保向上していくために見いだされる課題とその解決の一助になると考える提言を記載した。

この技術レポートは，学協会規格策定関係者，事業者，規制，さらに研究機関や産業界（プラント製造業者，ゼネコン，エンジニアリング会社など）の，外的事象に対する原子力施設の安全確保・　向上に携わる人たちを対象とし，関係各位の活動における種々の決定や判断を行う際に，基本となる考え方を提供するものである。

◆“日本原子力学会標準　原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015”のより良い理解のために(AESJ-SC-TR017:2020)【2020/12/25 発行】

販売価格：税込）　　定価：8,250 円　会員価格：6,600 円

内容紹介：

日常の取組みにおける，プラントの全ての安全確保活動が正常に廻っていることをモニタし，何か問題があれば評価し，策を検討し，判断し実行するという PDCA サイクルは，日々の改善を積み重ねることによって原子力安全を達成するという点で，有効な考え方である。しかし，上記のサイクルを廻し，定めた品質を維持していくことに加え，プラントの経年劣化及び当初の想定との乖離などのプラント内外の諸変化を，仕組みとして，計画的，継続的に考慮することで，将来を見通した更なる安全性向上の実現に資することができると考えられる。そのためには，新知見の取り入れ及び従来の前提を大きく越えたリスクへの対応などをトリガーとして，将来の安全性向上に繋がる策を見出すことが重要である。具体的には，日常のサイクルとは異なる，広く将来を見通す総合的な判断を行う取組みが必要であり，これに対して，日本原子力学会標準委員会では，“原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015”（以下，“PSR$^+$指針”という。）[1]を作成，発行している。

この技術レポートは，事業者が“PSR$^+$指針”を用いて，プロアクティブセイフティレビュー（以下，“PSR$^+$”という。）を実施する際の参考となるべく，検討を実施したものである。この技術レポートは，PSR$^+$指針の附属書（参考）相当の位置付けとなる。新知見を迅速に反映もし，機動性をもって情報の追加，更新をすることも鑑みて，標準そのものではなく，技術レポートとして発行するものである。

この技術レポートの 2 章において，原子力発電所の安全性向上における PSR$^+$の適用につき，PSR$^+$を実施していくことの必要性，統合的なリスク情報を活用した意思決定における PSR$^+$の位置付け，安全性向上評価での PSR$^+$指針の活用を説明した。

PSR$^+$指針はその策定過程において IAEA ガイドライン SSG-25[2]の内容を詳細に評価し，その要求事項につき，この国際的なガイドラインと同等となる指針を検討した。この点につき，PSR$^+$プロセスでの，特に安全因子レビュー，及び総合評価に関して，SSG-25 と PSR$^+$指針とで要求する事項の逐条比較を行い，その関係性を整理して，同等性を説明した。さらに，統合的なリスク情報を活用した意思決定に関しては，新たな原子力学会標準“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な意思決定に関する実施基準：2019”（以下，“IRIDM 標準”という。）[3]が制定されており，IRIDM 標準と PSR$^+$指針とで要求する事項について逐条比較を行い，両標準の関係性を示した。

また，3 章において，PSR$^+$プロセスでの，特に安全因子レビュー，及び総合評価に関して指針が要求する事項の理解の助けとなる様な補足説明を「解説」としてまとめ，さらに 4 章において，その実施サンプルを例示した。

PSR+指針とこの技術レポートを組み合わせることで，事業者が自主的，積極的に改善を打ち出していける実効性のある安全性向上を行う方法を提供できるものと考えており，有効に活用されることを望むものである。

◆ リスク評価の理解のために：2020（AESJ-SC-TR011:2020）【2020/8/12 発行】

販売価格：税込）　　定価：8,250 円　会員価格：6,600 円

内容紹介：

本書では，事故の発生の可能性とそれにより公衆が受ける放射線の影響とをリスクとして捉え，そのリスクを科学的，合理的に受け入れられる程度まで小さくするために如何にリスク評価を用いるかについて，その考え方をまとめることを目的としている。
原子力発電所の安全性の確保は，対策を施しそれを維持する仕組みを一度作っただけでは達成されない。原子力災害のリスクをゼロにはできないことを踏まえれば，合理的に達成可能な最小のリスクを目指す努力が不可欠である。設備・　人・　組織の劣化，設計や仕組みの陳腐化，認識していなかった未知の事象の発生などの要因，あるいはそれらの組み合わせにより安全性の確保への影響に常に注意を配り，安全性向上の取組みを継続することが，重要である。ただし，固定化した仕組みで同じことを繰り返す「継続」ではない。常に「安全であるか？」を問い続ける姿勢を持った安全文化に依拠したマネジメントシステムを構築し，その仕組みの中で，安全を脅かすリスク源に注視し，その影響と不確かさを把握し適切に対処（リスクマネジメント）することで，初めて安全性が一定レベル以上に確保できる。
リスクマネジメントは，組織の基本的な活動プロセスとして常時整備しておくものである。不適合が生じた際の是正措置，監査の指摘事項，業務品質向上のための改善は，定めたリスクマネジメントプロセスに従うことで対応が可能である。しかし，従来の前提条件を大きく超えたリスクに対応する場合，たとえば津波対策として防潮堤高さの決定，過酷事故対策の構築などには，リスク情報を活用し，複数の観点（経済的考慮事項，社会的考慮事項，経験など）を考慮した意思決定プロセスに則ることが有効である。
リスク論と決定論の差異は，主としてリスクという概念が持つ不確かさの扱いによっている。リスク論は，不確かさを不確かなままに扱おうとするものであり，決定論は安全率という概念を採用すること，あるいは最大荷重の組み合わせを荷重要件とするなど影響の分布を包絡する条件として取り扱うことにより，不確かさを包含して考慮しようとするものである。
リスク評価には定性的、定量的手法を含めその目的により様々な手法がある。確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment, PRA）は，我々の想像力と広範な科学技術を組み合わせて，起こりうる事故を可能な限り探索し，その知見を重大な事故の未然防止に結びつけることを可能にする効果的で強力な分析ツールであり，本書では内的事象及び外的事象を対象としてその方法論の特徴を詳しく解説する。
決定論とリスク論は相容れない考え方ではなく，互いに連携して安全を向上させるものである。不具合や事故の発生の可能性が明確である場合の対応が必要な事象に対しては，決定論が有効であり，その対応レベルを超える発生の可能性が稀な事象に対してはリスク論

が有効となる。決定論だけで安全を確保できるというわけではなく，またリスク論だけで安全を確保できるというわけでもない。互いに補完しあうもので，共に統合的意思決定の入力情報として使用するべきである。

リスクマネジメントプロセスにおけるリスク評価とは，リスクを特定し，そのリスクを分析して得られたリスクの数値などのアウトプット（リスク情報）をもとに，判断基準となるリスクとの比較を通じてその対応方針を決定することである。従ってリスク評価の活用においては，アウトプットとして得られる多面的なリスク情報の評価だけではなく，基準となるリスクに対する工学的，社会的な合意形成や対応方針を決定するための各ステークホルダーとしての意思決定のありかた，組織構成等も重要となる。同時にリスク情報の多面性は，安全確保のための様々な活動にリスク情報を活用することを可能とする。

過酷事故に対する対処を効果的に実施するためには，リスク評価の活用が極めて有用となる。そこで，スリーマイル島，チェルノブイリ及び東京電力福島第一原子力発電所で発生した過酷事故から得られた教訓のうち，リスク評価の必要性に関するものを以下 3 点にまとめた。

第 1 に原子力事故にまで至った原因は一つではなく，複数の故障や失敗，自然現象，組織要因などが作用し合って事故を発生させ，被害を拡大させたことである。第 2 に安全設計の弱点が指摘された。同種のプラントで安全向上のための多数の改善がなされた。第 3 に，多重故障への考慮やアクシデントマネジメント対策が不十分だったとされていることの背後要因として，組織や国の安全文化の不十分さがあったことが指摘されている。このことから，過酷事故の発生を防ぐには，これらの要因の全て及びその他の考え得る原因を考慮できる体系的な分析方法を用いて，起こりうる事故のシナリオを同定し，対策を施して，合理的に実行可能な限りリスクを低減するという考え方が重要である。

原子力発電所の安全を監視，分析，対策する場合には，原子力プラントのシステム全体の挙動（発生防止系と影響緩和系）を表現できる PRA から得る原子炉事故リスクを指標とすることが効果的である。合理性，説明性，客観性を高めた意思決定のためには，リスク評価の適用を試みることは好ましいことである。安全確保活動であれ，規制活動であれ，活動において不確実さの対応に苦慮している場合やより多くの判断材料を求めている場合など，PRA の結果に活路を見出そうとすることはよい取り組みである。ただし，PRA の不確かさから不作為に陥るよりは,例えば決定論で選択した対策について PRA でその効果を吟味することの方が，PRA を扱うことによって意思決定の視野と深さを拡張することにつながると考える。ここで，一つだけの指標で安全確保の活動における意思決定をすることは，物事の一面しか見ておらず，判断材料として不十分であり十分に留意する必要がある。本書ではリスク評価適用の参考になる活用事例をまとめている。

また本書では，原子力安全の向上実施におけるリスク評価の役割についても考察を行った。原子力分野に存在する，技術だけでは完全に解決できない「トランス・サイエンス」と

言われる課題の解決策には，リスクコミュニケーションの思想を適用することが重要となる。原子力安全においてリスクコミュニケーションに期待される，特に重要な役割には，「『安全』に対する情報共有及び意思決定支援」と「確実なリスク低減の実現」の 2 つの実行に合意が形成されることである。社会の一部の主体が独自に決定するのではなく，リスクコミュニケーションの思想に基づき，社会の複数主体が関与し，互いの役割分担を確認しあってその意思を決定することにより，社会における原子力に関する摩擦が低減され，よりよい原子力安全のために役立つ。

安全性向上のためには，リスクマネジメントを単純にリスク分析のためのツールとしてではなく，目指す安全目標の達成を阻害する要因を発見し，効果的な対策を検討し実行する仕組みとしてとらえることが有効である。リスクを「安全を脅かす可能性のあるトラブルや物理事象や現象の顕在化」としてとらえるだけでなく，「安全確保の障害となるすべての事象や活動としてとらえる」ことにより，リスクの把握や対応が，より効果的に安全性向上，十分な安全の確保につながることになる。

深層防護は，原子力安全を実現する具体的な対応策につながる概念である。原子力安全の要求，安全目標を達成する方策が深層防護の各防護レベルの具体策となる。それらの安全目標達成のための位置づけは，定量的なリスク評価により明確にされる。原子力安全には「絶対安全」すなわちリスクゼロはなく，必ず一定量のリスクを伴う。いわゆる社会が受容できる領域，すなわち“社会が決める安全目標の基準”の範囲内で，リスク目標を「安全目標」として定量的に示し，それを達成する，さらにはより低いリスクとなるように，定性的，定量的なリスク情報を活用し常にリスク低減の努力を行う，それが原子力安全を確保する活動である。深層防護の各防護レベルは，リスク低減をバランスよく分担し，トータルとしての原子力安全の定量的なリスク目標を達成することが望ましい。それが結果としてのリスクの顕在化を防ぐことに効果的であると考える。

また，リスク評価における PRA の結果の利用に関する重要なことは，決して結果の数値だけで判断することではないということである。意思決定は，従来からの決定論的安全評価や深層防護の原則を踏まえてなされるものであり，それに加えて PRA から得られる情報を利用することにより一層合理的な判断が可能になる。PRA の手法上の限界については，改善の努力を続けつつ，仮定や不確実さを明示し，それを意識して結果を使うことである。

リスク情報活用をさらに充実させるための方策として，以下の提言をまとめた。

1. リスク評価とリスク情報活用におけるスクリーニングとサーチングのバランスよい推進 を図る。
2. 検査におけるPRA の活用は可能な分野から着手するとともに，一層効果的な活用を段階的に進めるための研究開発を推進する。
3. 深層防護のレベル 4（アクシデントマネジメント）及びレベル 5(防災)の強化のためのリスク評価の活用をさらに充実させる。

4. 継続的安全性向上活動を踏まえて，その一環として，リスクコミュニケーションを積極的に進める。
5. 日本原子力学会は，リスク評価技術開発及びリスク情報活用に関する方針検討と情報交流の場を提供する。

◆原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～（AESJ-SC-TR016:2019）【2019/12/25 発行】

販売価格：税込）　　定価：7,700 円　会員価格：5,500 円

内容紹介：

原子力発電所を設置する，あるいは既に設置されている目的は，社会に安定した電力を供給することである。我が国のエネルギー基本計画における位置づけにおいても，原子力は「安全性の確保を大前提に，長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源である」と記されている。“社会に安定した電力を供給すること”は，原子力発電所の社会的役割（便益）であり，それを供用期間中に継続的に果たすことを本書では“供用性（serviceability）”と定義する。

ここで認識を共有しなければならないことは，“安全が確保されている”とはどのような状態なのか，である。これは，社会との対話の中で決まるものであり，単に発電所の技術的，運営的な事柄の解決だけではない。“絶対安全”は存在せず，我々の知識や経験も完全ではない中で，対象とする原子力発電所の潜在的危険性（リスク）が社会に受容できるレベルにまで抑制されていると合理的に判断できる状態が“安全が確保されている”状態と言い換えることができる。この状態を前提に，社会として必要とされる供用性を確保することが原子力発電所を設置する目的となる。

さて，我が国は地震国であり，災害をもたらす大地震あるいは巨大地震の脅威に常に曝され，数多くの災害経験を持ちながら，“安全の確保”を前提とした“供用性”の確保のため，原子力発電所のみならず一般の建築物などの耐震性の向上に努力してきている。

また，地震及び地震による災害の特徴として，①地震事象の評価には極めて大きな不確かさが介在すること（不確かさ），②地震による影響は極めて広範囲となること（広域性），③多くの設備，構築物などに共通して作用すること（共通原因），④多様な外乱（地震による揺れに加えて，余震，津波，斜面崩壊や地盤の変位・　変形等）が随伴して生じる（随伴性）ことが挙げられる。

これらの特徴を踏まえて，地震国日本において，如何に原子力発電所の“安全を確保”するかを前提に“供用性”を確保するか，また，新たな知識や経験が得られたときに如何に“安全性の向上”に繋げていくか，が問われ続けてきている。例えば，次のような問いが設定できる。

- 地震の揺れが原子力発電所の設備等に共通的に影響を与えることに対して，如何なる方策で原子力安全確保の対処を行うのか。
- どの大きさの地震に対して原子力発電所の安全確保のために，設備等を如何に設計し，要員の体制も含む対応策を講じていくのか。

・　地域社会が地震災害に見舞われたとき，原子力発電所は如何に電力の供給を継続するのか。
・　地震により原子力災害が生じるおそれがあり，地域社会も地震による災害に見舞れている地域社会が地震による 災害に見舞われているときに，原子力発電所は如何なる関与をするのか。

2011 年の東日本大震災と東京電力福島第一原子力発電所事故後に制定された規制基準に基づき，原子力発電所の安全性の確認が進められているが，上記のような問いに対して電気事業者や規制機関，研究開発機関等の原子力安全に関与する者が社会に対し十分に説明できていないと考える。

その理由は，このような問いに対する包括的・　俯瞰的で首尾一貫した基本的な考えが，原子力発電所の安全にかかるすべての関係者に共有されていないためではないだろうか。このため，どの程度の大きさの地震に対しどの程度の対策を行うかの判断にばらつきが生じている状態だと認識される。この状態のまま放置すると，現時点では地震対策の強化，規制基準の改善により安全性は確保されているが，大地震が起こるたびに可能性が否定できないという理由だけで更なる補強を続けていくことになり，それが本当に将来を通じた継続的安全性向上になるのか疑問がある。

このような状況を打開するため，基本的な考え方（本書では“地震安全の原則”と呼称する）と，原則を実践に繋げる方法論（本書では“アプローチ”とする）も含めてとりまとめることがまず必要と考え，これを学術の立場から，関連する各分野の研究者，技術者による横断的な研究委員会により検討を進めた。本来，地震および地震随伴事象の重畳だけではなく，地震と他の自然災害との重畳も複合災害の観点では重要であるが，本書ではまず地震および地震随伴事象に対する考え方の整理を行った。原子力利用全般に関する基本安全原則として，IAEA から Fundamental Safety Principles (SF-1)が発行されているが，本原則は地震および地震随伴事象に対処する上で特に重要なものに着目したものである。

安全目標は，安全が確保されている状態を評価するための目安となるもので，社会的に存在するリスクを勘案して受容可能なリスクレベルを定性，定量的に設定するものであり，安全目標の設定が達成すべき安全の最上位の重要項目となる。安全目標については本書においても重要な用語として別途詳細に解説しているが，対象とするものの稼働・　不稼働がもたらす人・　社会・　環境への多様なリスクを勘案し，工学的な観点を踏まえ技術的かつ経済的に実現可能なものが安全目標であると考える。

安全目標自体は原子力発電所システムに対する最上位のものであり，安全目標を達成するために必要なシステムの性能に対する目標（性能目標等）が必要となる。原子力安全において，安全目標の設定とそれに基づく性能目標等の設定に対する考え方や具体的な設定に関する議論は非常に重要である。その一方で上述の通り，システムに対して設定された性能目標等に対する基本的で包括的・　俯瞰的で首尾一貫した考え方（基本的な考え方）が十分に

共有されていない。本書では地震を対象として，この基本的な考え方とそれを実践に繋げる方法論に重点を置いて議論を行うこととした。

本書における基本的な考え方は，安全目標やそれに基づき設定される性能目標等に対するものであり，それはリスクに対するものとなる。上記特長の①（不確かさ）に対しては，従来から用いられている決定論的な評価の考え方に加え，確率論的な評価を含むリスク論のより積極的な活用（リスク評価）が有効であり，②（広域性），③（共通原因），④（随伴性）を包括的・俯瞰的に取り扱うためには，深層防護の概念に基づき地震現象に対し重点化された方策が効果的となる。このため，リスク評価を含めた統合的な意思決定プロセス，深層防護概念の適用を踏まえ，ハード（機器単体や機器集合としての設備）だけではなくソフト（マネジメント）も含めた総合的なシステム（総合システム）としての継続的な安全の確保および向上について，より合理的で首尾一貫した考え方の検討を行った。我が国のエネルギー政策における基本的要諦は，「安全性（Safety）を前提とした上で，エネルギーの安定供給（Energy Security）を第一とし，経済効率性の向上（Economic Efficiency）による低コストでのエネルギー供給を実現し，同時に，環境への適合（Environment）を図るため，最大限の取組を行うことである」とされている。本書の基本的考え方は，グレーデッドアプローチのもと投入されるリソースによるそれらの効果を最大限に発揮させる形で具体化される必要がある。

今後，本書における基本的な考え方および実践的なアプローチについて，原子力に携わる全ての関係者の共通理解とされることで施設と活動に具体的に展開され，適切に適用される事でより一層の合理的で継続的な安全性向上が図られることを期待している。

さらに，本書の考え方の浸透を通じて，国内に限らず広く原子力発電所のリスクをどのように捉えるか，原子力発電所をどのように活用していくかの議論の深化にも資することができるのではないかと考える。このため，今後本書の考え方を国内の関連するステークホルダーに発信するとともに，国際会議等での海外発信を積極的に行い，より広い場で本書の考え方を議論，深化させる予定である。

併せて，社会としての安全目標に係る議論の深化にも繋がることが期待される。原子力発電所の活用に関する意思決定の主体は国民であり，しっかりとした意思決定のためには，リスク評価の実践と，意思決定の判断の目安となる安全目標に係る議論に繋がる取組みが求められている。

◆再処理施設における原子力安全の基本的考え方について（AESJ-SC-TR013:2016）【2018/5/9 発行】

販売価格：税込）　　定価：8,250 円　会員価格：6,600 円

内容紹介：

原子力安全分科会では，原子力安全の基本的な考え方の議論から出発し，安全確保において重要となる深層防護の考え方と実装について検討を重ねてきました。これらの成果は，日本原子力学会標準委員会技術レポート“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(2013.06)”，“原子力安全の基本的考え方について第Ⅰ編 別冊 深層防護の考え方(2014.05)”及び“原子力安全の基本的考え方について第Ⅰ編 別冊 2 深層防護の実装の考え方(2016.08)”にまとめられています。また，原子力発電所において安全確保を図るための技術要件を，原子力安全の基本的な考え方から深層防護の考え方を活用しつつ論理的・体系的に展開し，この成果を“原子力安全の基本的考え方について第 II 編 原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について(2016.04)”に取りまとめ　ました。原子力安全の確保は，原子力発電所は言うまでもなく，研究炉や核燃料サイクル施　設においても同様に重要です。研究炉における安全確保は，グレーデッドアプローチの考え　方を取り入れつつ，原子力発電所を参考としたアプローチをとることができると考えられ　ます。一方，核燃料サイクル施設は多種多様であり，それらに対する考え方を整理しておく ことは，核燃料サイクルの意義を踏まえれば喫緊の課題です。

そこで，原子力安全分科会はまず第一に，核燃料サイクル施設のうち，内蔵する放射性物質のインベントリが多く，多種・　多様な設備が存在する再処理施設を対象に，原子力安全確保の基本的考え方を検討し，取りまとめることとしました。再処理施設は，使用済燃料の貯　蔵や燃料の取扱いの観点から他の核燃料サイクル施設の安全上の特徴の多くを合わせて持　っており，再処理施設での原子力安全確保の基本的考え方は，多くの核燃料サイクル施設に 発展させることが可能と考えられます。

本検討では，IAEA の安全指針 SSG-42 などの関連レポート，さらに六所再処理施設での安全確保の考え方などを入力条件とし，これまで議論が進んでいる原子力発電所における安全確保の基本的な考え方を参考にして，再処理施設の原子力安全確保について包括的な議論を行い，技術レポートとして取りまとめました。

◆継続的な安全性向上対策採用の考え方について（AESJ-SC-TR012:2015）【2017/12/18発行】

販売価格：税込）　　定価：8,250 円　会員価格：6,600 円

内容紹介：

平成 25 年 5 月から日本原子力学会標準委員会・　シ　ス　テ　ム　安全専門部会の傘下に安全性向
上対策採用の考え方に関するタスクを設け，継続的な安全性向上対策採用の考え方に関する検討を行ってきました。

継続的な安全性向上については，原子力学会の AESJ-SC-TR005:2012 や IAEA の SF-1 に書かれているように，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防護することであり，その目的達成のために全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要があります。その際，それらの努力における様々な意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求　められ，規制と被規制のみならず，全てのステークホルダーが参画しうるよう，そのプロセ　スを明らかにして，グレーデッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセス が求められています。

本技術レポートでは，安全性向上対策採用の考え方に関する国内外の具体論を分析し，自主的，強制的を問わず，原子力発電所の安全確保対策が科学的，合理的根拠に基づいて総合的にかつ一体的に着実に進展していくように，統合的な安全性向上対策採用の考え方について，学会として，定義（Definition），目的（Objective），原則（Principle）などの基本的考え方を検討し，成果を取り纏めました。

また，継続的な安全性向上の取組みについては，その意思決定プロセスを継続的なサイクルととらえて，JEAC4111-2013 等を基盤に有すべき特性を挙げ，これらを実現するために解決すべき課題を議論してきました。そのプロセスとサイクルの「実効性」を上げるために必　要なガバナンスをいかにして発揮できるようにするか，その枠組みを国，事業者等がそれぞ
れにいかに構築するべきか，その枠組みにおけるステークホルダー間の連携はいかになすべきか，その中で原子力学会では学会の特質を活かし何が出来るか，などです。
このほどその検討の成果が技術レポートとして纏められ，継続的な安全性向上対策の考え方を整理するとともに今後の課題を抽出しています。

◆原子力安全の基本的考え方について　第 II 編　原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について（AESJ-SC-TR007:2014）【2016/4/27 発行】

販売価格：税込）　　定価：8,250 円　会員価格：6,600 円

内容紹介：

日本原子力学会標準委員会は，標準の制改定をその任務としているが，標準委員会発足当時から，「安全原則（基本理念）も整備されるべき」との活動方針を明示してきた。標準の策定の検討は，原子力安全の意味や目的などを常に念頭に置いて行うべきとの方針であることから，その傘下に原子力安全検討会，原子力安全分科会を設け，平成 23 年 9 月から「原子力安全の基本的考え方」の検討を開始し，その検討結果を平成 25 年 6 月に標準委員会技術レポート：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」(AESJ-SC-TR005:2012)に取り纏めた。

第I編は，「原子力安全の目的」及び「原子力安全の基本原則」を記載したものである。これらは，原子力安全を確保していくための羅針盤として今後活用されると考えられるが，原子力安全の基本原則を原子力発電プラントの安全性向上に役立てるためには，基本原則を具現化するための技術要件を検討することが望ましい。そこで，第II編では，「原子力安全確保のための基本的な技術要件」について検討を実施し，また，この検討の成果を活かしつつ，原子力学会として今後，策定・　整備していくべき「規格基準の体系化」について検討を進めることとした。

本検討は，IAEA で検討されている技術要件を参考にしつつ，東京電力福島第一原子力発電所事故に関する国内外の報告書に記載されている事故の教訓を反映する形で実施されている。

本書の成果は，今後，標準委員会において策定・　整備すべき標準の計画，原子力学会の標準を含む国内の規格基準類の体系化や高度化に活用されるものである。また，深刻な原子力事故を発生させた当事国の原子力学会として，IAEA をはじめとする国際的な規格基準類をより良いものにしていくために，本検討の結果を広く発信し，国際的に原子力の安全性を向上させるよう，努力及び貢献を継続することとしたい。

◆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（AESJ-SC-TR009:2015）【2015/10/21 発行】

販売価格：税込）
第 1 分冊（炉心及び燃料の安全設計）　定価：9,625 円　会員価格：7,700 円
第 2 分冊（核設計）　定価：5,500 円　会員価格：4,400 円
第 3 分冊（熱水力設計）　定価：4,125 円　会員価格：3,300 円
分冊セット（第 1 分冊，第 2 分冊，第 3 分冊）　定価：17,325 円　会員価格：13,750 円

内容紹介：

この報告書は，日本原子力学会が，標準委員会システム安全専門部会の下に設けられた炉心燃料分科会において検討し，同委員会及び同専門部会での審議を経て作成したものです。この報告書は，発電用軽水型原子炉における“止める，冷やす，閉じ込める”といった基本的な安全機能に対して炉心及び燃料が担っている役割を明確にし，安全機能を確実にするための設計及び評価の方法を示すこと，また，それを通して炉心及び燃料の安全設計に係る実施基準を策定する際の基礎資料となることを目的としています。

燃料及び炉心の技術者集団である炉心燃料分科会に課せられた使命は原子力の安全性を一層高めていくことにあります。そのためには“炉心及び燃料が安全に設計されている”ということの意味を十分な科学的根拠に基づいて説明する必要があります。この報告書の検討を開始する前，炉心燃料分科会では，十分な安全性を確保しつつより高い経済性を達成することを目的とした炉心及び燃料の技術基準の策定を進めていました。しかしながら，技術基準が妥当であることを判断するには“炉心及び燃料が安全であること”に対する科学的な定義が必要であり，その全てを現行の指針及び基準類から導出することには限界があるとの共通認識に至りました。一方，2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により福島第一原子力発電所の 1 号機から 3 号機が重大事故に至り，原子炉燃料の持つ公衆及び環境に対する潜在的な影響力が現実の脅威として世に認識されることとなりました。

そこで，炉心燃料分科会では，それまでの技術基準の策定を一旦中断し，原子炉安全確保の全体像を踏まえた上で炉心及び燃料が果たすべき安全上の役割について改めて確認し，既存の基準類の枠に囚われることなく炉心及び燃料の安全設計の考え方を整理して報告書にまとめることとしました。

報告書の作成に当たっては，読者の利便性の観点から，核設計及び熱水力設計の詳細をそれぞれ独立した資料としてまとめることが望ましいと考え，炉心燃料分科会の下に四つの作業会（燃料の熱機械設計，核設計，熱水力設計，制御棒駆動系設計）を設置して検討を開始し，次の 3 分冊で構成される報告書を取りまとめました。

・ 第 1 分冊：炉心及び燃料の安全設計
・ 第 2 分冊：核設計

・ 第 3 分冊：熱水力設計

この報告書では燃料棒及び燃料集合体に関する安全設計を“燃料の安全設計”，これに核設計及び熱水力設計をあわせて炉心全域を対象とした安全設計を“炉心の安全設計”と呼びます。第 1 分冊では，炉心及び燃料の安全設計全体の枠組みを示しますが，主として熱機械設計の観点から損傷モードの抽出及び安全機能を維持するための要求を展開し，さらに，評価対象とすべき事象の選定を行っています。第 2 分冊では，第 1 分冊で整理された損傷モード及び評価すべき事象から出発し，これらの評価を実施するために必要となる核設計パラメータ及びそれらへの要求事項を整理しています。制御棒駆動系設計については，設計の対象範囲である機能及び性能，構造設計及び材料設計のうち，燃料に直接関連する機能及び性能を第 2 分冊に含めることとしました。第 3 分冊では，核設計の結果を入力として実施される熱水力設計について，バウンダリの健全性（すなわち，閉込め機能）を確保するために “冷やす”との観点から要求事項を整理しています。

なお，ここで留意していただきたいことは，熱機械設計（第 1 分冊），核設計（第 2 分冊）及び熱水力設計（第 3 分冊）が独立に実施されるのではなく，それぞれの結果（出力）が他の入力となる点です。炉心及び燃料の安全設計は，これらの分野が相まって達成されているのです。これらの 3 分冊では，炉心及び燃料が安全に設計されていることの意味，並びにそれを達成するための方法と判断の基準が示されています。

この報告書は，原子力規制委員会及び日本原子力学会標準委員会における今後の活動において有用な情報を与えるものと期待されます。また，電力会社やメーカの技術者にとって，燃料設計を進める上で拠り所となる体系となっています。さらに，大学などの機関の研究者，大学院生などにとっては，体系的かつ詳細に燃料安全が記述された教科書として機能すると期待しています。この報告書の我が国の原子力安全への貢献を切に願います。加えて，炉心及び燃料の安全設計の考え方を広く普及させ，技術系，非技術系を問わず多くの方々の理解を助けるものとなれば幸いです。

◆原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準の評価適用事例集：2012（AESJ-SC-TR006:2012）【2013/4/12 発行】

販売価格：税込）　定価：10,312 円　会員価格：8,250 円
内容紹介：

原子力発電所の津波を起因とした確率論的リスク評価実施基準：2011(AESJ-SC-RK004:2011)(以下，津波 PRA 標準)は，日本原子力学会が標準委員会・　リ　ス　ク　専門部会の下に津波 PRA 分科会を設けて検討し，リスク専門部会，標準委員会での審議を経て策定・　発
行されました。これを活用して津波 PRA を実施していただくことによって，当該原子力発電所の津波リスクを知り，津波耐性の正しい理解に基づく安全の維持・　向上とアクシデントマネジメント計画の策定を，効果的かつ効率的に行うことができると考えます。特にアクシデントマネジメントについて，より実効性がある実践的な計画とするために新たな工夫を加えるための検討素材として，得られるリスクと関連する様々な情報を有効に活用していただくことを期待します。そして，発電所の安全確保の今のありようを改善するために，プラント固有の津波 PRA を進化させ，たゆまぬ努力により安全の維持・ 向上を図ることが重要であることも当然です。これらの安全確保活動において，津波 PRA 標準を正しく使用することが大切です。正しい実施と，その理解をさらに深める方法は，使用経験を蓄積することであると思います。評価結果を，原子力発電所の機器・　系統，建物・　構築物の津波耐性に関連付けて分析し，実効的な安全確保を考えることです。そのためのガイダンスを行う津波　PRA　インストラクター制度があれば望ましいのでしょうが，現実的には困難です。日本原子力学会では，定期的に津波 PRA 講習会を開催して津波 PRA の教育と普及に努めていますが，さらに，津波 PRA 標準に適合する評価適用事例が体系化されていれば，インストラクターの役割を果たすのではないかと考え，津波 PRA 標準の評価適用事例集をここに発行することといたしました。本評価適用事例集は，津波 PRA 標準を用いて津波PRA を実施するにあたり，津波　PRA　の理解を深めるための参考資料となる出版物です。新たな津波 PRA に係る適用研究の成果が報告された場合には，津波PRA 分科会において検討の上，津波 PRA標準に適合していれば速やかに本書に追加してまいります。これにより津波 PRA の知識ベースを構築できれば原子力安全の貴重な財産となることでしょう。本書は標準の附属書(参考)相当との位置づけですが，新知見を迅速に反映するために，標準そのものではなく，日本原子力学会の技術レポートとして発行します。今後も津波 PRA に係る国内外の研究成果をレビューし，標準ならびに適用事例集の改訂を続けるとともに，適宜，講習会を開催し，標準のユーザー並びに津波　PRA　実施者の技術支援を行います。本書では，2011 年 3 月 11日の東北地方太平洋沖地震の地震ならびに津波に関しては，その知見を踏まえた評価事例をできるかぎり収録しました。しかし，津波ハザード評価については，今なお知見の反映・　検討が現在も続けられているところであり，東日本大震災以前にまとめられたものを収録していることを最後にお断りいたします。

◆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（AESJ-SC-TR005:2012）【2013/6/4　発行】＆　第　Ⅰ　編別冊　深層防護の考え方（AESJ-SC-TR005(ANX)：2013)【2014/5/20 発行】＆　第Ⅰ編別冊 2 深層防護の実装の考え方(AESJ-SC-TR005(ANX2):2015)【2016/8/19 発行】

販売価格：税込）　定価：9,625 円　会員価格：7,700 円
内容紹介：
＜第Ⅰ編原子力安全の目的と基本原則＞
　第Ⅰ編の公開にあたって平成 23 年 9 月から日本原子力学会標準委員会の傘下に原子力安全検討会，原子力安全分科会を設け基本的考え方の検討を開始した。標準委員会は標準の制改定をその任務としているが，標準委員会発足当時から，「安全原則（基本理念）も整備されるべき」との活動方針を明示してきた。また，標準の策定の検討は，原子力安全の意味や目的などを常に念頭に置いて行うべきと考えて活動している。そこで，これを明文化し，活動の拠り所とすべきと考え，本「原子力安全の基本的考え方について」を策定することとした。検討の方法は，IAEA の基本安全原則などの内容と位置付けを充分理解した上で，福島第一原子力発電所事故からの教訓を反映しつつ，我が国として必要な「原子力安全の基本的考え方」を取り纏めるべく検討している。今回の第Ⅰ編の報告は，「原子力安全の目的」，及び「基本原則」を記載したものである。今後は，基本原則を具現化するための第Ⅱ編「原子力安全確保のための基本的な技術要件」，並びに日本原子力学会として目指すべき標準体系について検討を進めて行く予定である。また，この技術要件は省令，指針などにおける性能規定事項の全体像に相当し，これらの技術的要件に適合するための仕様規定事項は各学会の関連の標準・　規格として整備されることを前提としている。本書の各編の成果は標準委員会での整備すべき標準の策定計画，及び原子力事業者等における具体的活動への展開に資　する。また，福島第一原子力発電所事故以降，昨今の原子力を取巻く情勢は国内外とも極め　て厳しいものがあり，上述のより一層の充実，強化された原子力安全の標準の体系を整備す　るのみでなく，福島第一原子力発電所事故を起こした当事国の学会として，原子力に携わる　者全員が拠って立つ安全原則（基本理念）を策定して国内外に発信していかなければならな　い。具体的には，第編の原子力安全の目的，基本原則に係わる部分の策定にあたっては，関　係学協会との意見交換を行って，日本原子力学会及び関係学協会，ひいては国内外の原子力　に携わる者全員が守るべき「安全原則（基本理念）」として制定することを提案していくと　ともに，更に，シンポジウム等を通して国内に広く意見を聞いて反映した。また，今後は国　際的にも発信し，福島第一原子力発電所事故を起こした当事国の学会として国際的な原子　力安全の向上に貢献していくこととしたい。

＜第Ⅰ編別冊　深層防護の考え方＞

平成 23 年 9 月から日本原子力学会標準委員会の傘下に原子力安全検討会，原子力安全分科会を設け「原子力安全の基本的考え方について」を検討してきた。標準委員会は標準の制改定をその任務としているが，標準委員会発足当時から，「安全原則（基本理念）も整備されるべき」との活動方針を明示してきた。また，標準の策定の検討は，原子力安全の意味や目的などを常に念頭に置いて行うべきと考えて活動している。そこで，これを明文化し，活動の拠り所とすべきと考え，「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」を平成 25 年 6 月に発行した。

このたびは，その議論中において特に重要であり，共通の認識が必要であるとして「深層防護の考え方」を取り出してとりまとめ，別冊として発刊するものである。福島第一原子力発電所事故の教訓としても，深層防護の適用は重要なものとして扱われている。しかし，深層防護は基本概念であり，その解釈と適用は諸外国においても議論を継続しているところである。そこで我が国の関係者が原子力発電所の安全確保・　向上に資するために，深層防護に関して共通の基本認識を記載したものが必要と考え，IAEA，NRC などの文献をまとめ，　適用に際しての論点についても検討した。これを国内の関係者に広く共有し，深層防護の概　念の適用に際して，関係者が拠り所とできるように，ワークショップなどを開催する予定で　ある。

なお，引き続き，「原子力安全の基本的考え方について」は，第Ⅰ編「原子力安全確保のための基本的な技術要件」の策定を進めており，さらに関係学協会とも協働して規格・　標準系について検討を進めていく予定である。

＜第Ⅰ編別冊 2　深層防護の実装の考え方＞

平成 23 年 9 月から日本原子力学会標準委員会の傘下に原子力安全検討会，原子力安全分科会を設け「原子力安全の基本的考え方について」を検討してきた。標準委員会は標準の制改定をその任務としているが，標準委員会発足当時から，「安全原則（基本理念）も整備されるべき」との活動方針を明示してきた。また，標準の策定の検討は，原子力安全の意味や目的などを常に念頭に置いて行うべきと考えて活動している。そこで，これを明文化し，活動の拠り所とすべきと考え，「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」を平成 25 年 6 月に発行した。

その後，その議論中において特に重要であり，共通の認識が必要であるとして「深層防護　の考え方」を取り出してとりまとめ，別冊として発刊した。福島第一原子力発電所事故の教　訓としても，深層防護の適用は重要なものとして扱われている。しかし，深層防護は基本概　念であり，その解釈と適用は諸外国においても議論を継続しているところである。そこで我　が国の関係者が原子力発電所の安全確保・　向上に資するために，深層防護に関して共通の基本認識を記載したものが必要と考え，IAEA，NRC などの文献をまとめ，適用に際しての論　点についても検討した。

また，並行して，原子力安全の基本的考え方について」の第II編「原子力安全確保のための基本的な技術要件」を平成 26 年 6 月に制定し，現在転載許諾の手続き中である。
このたびは，上記の「別冊 深層防護の考え方」を踏まえつつ，国内の関係者に広く共有し，深層防護の概念の適用に際して，関係者が拠り所とできるように，公開のワークショップを2回，少人数のトピカルミーティングを3回開催し，議論と考察を深めた成果を取り纏めた。
なお，原子力安全の基本的考え方について」の第II編「原子力安全確保のための基本的な技術要件」を踏まえつつ，さらに関係学協会とも協働して，原子力安全の確保に必要な標準の体系化の推進，体系化に基づき重点化した標準策定を進めて行く予定である。

◆収着分配係数の測定方法-浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順及び深地層処分のバリア材を対象とした測定の基本手順-：2006(AESJ-SC-TR001:2006)
【2006/11/10 発行】

販売価格：税込）　　定価：13,750 円　会員価格：11,000 円

内容紹介：

本技術レポートは，日本原子力学会標準「収着分配係数の測定方法?浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順：2002（AESJ-SC-F003:2002）」及び「収着分配係数の測定方法－　深地層処分のバリア材を対象とした測定方法の基本手順：2006（AESJ-SC-F008:2006）」作成のための技術的基盤として，国内外の状況や関連情報等を収録，解説したものです。なお，収録されている情報，特に，収着分配係数に影響を与える因子の摘出を目的に収集した情報は，上記 2 つの標準における標準的な測定条件の選定のための情報として利用しております。

標準のお問合せにつきましては，
以下のメールアドレスへお願いします。
E-mail: sc@aesj.or.jp

ネットからご購入いただけます。
https://www.aesj.net/shopping/list?clicked_button=158

一般社団法人 日本原子力学会　標準課
〒105-0004 東京都港区新橋2-3-7　新橋第二中ビル3F
TEL: 03-3508-1263　FAX: 03-3581-6128
E-mail: sc@aesj.or.jp