



# 次期軽水炉の技術要件について

## 「次期軽水炉の技術要件検討」 ワーキンググループ報告書

2020年6月

一般社団法人 日本原子力学会  
原子力発電部会

「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ

## 報告書の発行にあたって

地球温暖化影響の兆候が垣間見えるという時期はとうに過ぎ、すでに地球全体、あらゆる地域で気候変動が顕在化し、それが深刻な災害・被害をさまざまな形でもたらしている。皮肉にも、時を同じくして、コロナウイルスという病原菌も猛威を振るう。COVID-19(新型コロナウイルス感染症)のパンデミックが世界中を席卷している。

1973年の石油危機の時には、社会はパニックに陥り、灯油の価格が高騰、トイレットペーパーが店頭から消えた。この時は、約20年間平均で9%あった経済成長率はマイナス成長に落ち込んだ。今年、2020年は、COVID-19の蔓延の結果、マスク、トイレットペーパー、消毒液が姿を消し、日用品の価格は高騰している。経済成長率も大幅な低下が予測されている。

生きていくのに必要な生活必需品の供給については、なかなか安心できない。いくら、在庫が豊富にあると言われても心配になり、我先に手に入れようとする。何か起きてても確実に手に入るようにしておかないと、心配でしょうがない。いわんやエネルギーをや、である。わが国は、今後、数十年にわたり、エネルギーを安定的に、安価に、手に入れることができるだろうか。エネルギーパニックを起こさずに、平穏に過ごせるだろうか。何か起きてても確実にエネルギーが手に入るように万全の手段を講じるのは至極当然である。

2018年7月に第5次エネルギー基本計画<sup>1</sup>が策定された。原子力エネルギーについては、「数年にわたって国内保有燃料だけで生産が維持できる低炭素の準国産エネルギー源として、優れた安定供給性と効率性を有しており、運転コストが低廉で変動も少なく、運転時には温室効果ガスの排出もない」と評価し、「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」と述べる。原子力を長期にわたって安全に利用することは、エネルギーの確保と環境の保全を両立させる、高位の政策目標を達成するための現実的かつ有効な道筋であるとしている。

米国の環境保護団体で原子力エネルギーに対して批判的な立場をとってきた「憂慮する科学者同盟<sup>2</sup>」は、「低炭素エネルギーの価値を正に評価するとともに、原子力発電所を多数の天然ガス発電所で置き換えることのないように、新しい公共政策が必要である」と政策提言をした上で、「原子力発電所への財政支援はクリーンエネルギー政策、電気料金、安全・セキュリティ・性能に関する要求と整合する」とその正当性を検証する。

<sup>1</sup> 第5次エネルギー基本計画、資源エネルギー庁、経済産業省より抜粋  
<https://www.meti.go.jp/press/2018/07/20180703001/20180703001.html>

<sup>2</sup> Union of Concerned Scientists, The Nuclear Power Dilemma, Declining Profits, Plant Closures, and the Threat if Rising Carbon Emissions. November 2018

米国マサチューセッツ工科大学、エネルギーイニシャティブの報告書<sup>3</sup>は、「世界の成長と地球環境に貢献する原子力利用を維持するために、コスト削減を図ることと推進政策立案を行うこと、この両方を緊急に実施することが必要」と指摘した上で、「原子力エネルギーの今後数十年間の最重要な役割は発電部門の脱炭素を実現することである；その実現に向けて最重要な課題は原子力発電のコストが高いことである」と米国における課題、コストを指摘する。

世界の 42 の原子力学協会が発出した共同宣言<sup>4</sup>は、「原子力エネルギーは、最も炭素の少ない電力源のひとつとして認識されている。国際機関（国連、経済協力開発機構、欧州連合）は、これまでに深刻な脱炭素化を達成するためには、すべての低炭素技術利用（再生可能エネルギー、原子力および炭素回収・貯留）を実施する必要がある。2018 年 IPCC 報告書は、“Summaries for Policymakers”の 4 つの 1.5°Cシナリオの実現のため、さらに原子力を活用する」と、アカデミアの共通認識を訴える。

日本原子力学会で「次期軽水炉の技術要件検討」WG を設置した理由は自明とご理解いただけるものと思う。さまざまなリスクに直面する現代において、エネルギーリスクはその最重要な課題の一つであること、生命線であるエネルギーの安定供給と自給のために最大限の努力を払う必要があること、エネルギーの確保と環境の保全を両立させ高位の政策目標を達成することが可能な原子力の将来の可能性を閉ざしてはならないことである。エネルギー基本計画の議論（エネルギー懇談会や基本政策分科会）においても、軽水炉を新設することの意義、必要性、緊急性を指摘した委員は多かったが、深い議論をするには至らなかった。特に 1970 年代に運転を開始した経済的性能が劣る現有軽水炉を廃止措置とする決断を余儀なくされ、それに代わる最新の発電性能と安全性を追求した軽水炉の建設は、社会としての喫緊の要請と言える。

本 WG では、自由な発想から、新しい軽水炉の設計コンセプトを追求した。重大事故等対処設備、特定重大事故等対処施設、外部自然現象や人為事象に対して、バランスの取れた合理的な設備となるよう、発電所の構造や設備、システム・機器、運転プロセスなどを最適化するよう努めた。つまり、安全性と発電性能を同時に向上させる、“state-of-the-art 軽水炉”を目指して議論を重ねた。その技術的なポイントと具体的な姿はどのようなものであろうか。当然であるが、安全確保のための根本的思想や概念、原則はなにも変わることはない。福島第一原子力発電所事故を二度と繰り返さないとして定めた規制基準を尊重し、それへの適合性・整合性を満足するようにした。同時に、次期軽水炉の発電性能を最大限に発揮しつつ、リスク水準を十分に低く抑制するための方策はいくつもあることが、WG の議論からわかってきた。既設炉に対しての規制要求と、新設の次期軽水炉に対する規

<sup>3</sup> The Future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World, MIT Energy Initiative, 2018

<sup>4</sup> Declaration from Nuclear Societies, May 13, 2019

[http://www.sfen.org/sites/default/files/public/atoms/files/declaration-icapp-2019\\_002.pdf](http://www.sfen.org/sites/default/files/public/atoms/files/declaration-icapp-2019_002.pdf)

制要求では、その実装の段階では同一である必要はなく、さまざまな工夫の余地があることを再認識した。

本 WG は、次期軽水炉のあり方を技術的視点から、ベストのメンバーで真摯に議論した。関係各位の献身的貢献により、世界中の第 3+ 世代の最新軽水炉に引けを取らない、遜色ないコンセプトを描くことができたと考えている。新しい次期軽水炉への規制要求の輪郭が具体的に見えてくれば、学会として、産業界に対して自主的な安全向上にしっかりと取り組み、さらなる高度化を求めていく。また、もっとも重要な問題の一つである社会からの受容性についても検討を深め、社会に真価を問うことも必要である。

日本原子力学会は、2017 年に、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会の報告書を発行している。原子力発電所は産業施設であり、社会と共存できる魅力的な概念であることを第一に求めたが故である。その検討に続いて、本報告は技術要件についての成果を取りまとめた。このコンセプトの実現・次期軽水炉の早い時期の建設に向けて、より高度の安全を追求し、具体的な議論を深める次のステップへの準備が整ったと考える。

2020 年 5 月

日本原子力学会 原子力発電部会  
「次期軽水炉の技術要件検討」WG

主査 山口 彰

## 目次

表目次.....	vi
図目次.....	vii
略語集.....	viii
委員名簿.....	ix
1. はじめに.....	1
2. 検討の前提条件.....	2
2.1 検討の流れ.....	2
2.2 検討対象プラント.....	3
3. 既設炉の対応を次期軽水炉に展開する上での論点.....	4
3.1 軽水炉に必要なシビアアクシデント(SA)に対する安全機能要求.....	4
3.2 既設炉における新規制基準対応.....	7
3.3 議論の対象となる論点の抽出.....	9
3.4 抽出された論点と内容.....	22
4. 抽出された論点に対する設計方針.....	23
4.1 恒設/可搬型SA設備の取扱いについて.....	23
4.1.1 恒設/可搬型SA設備に係る論点整理.....	23
4.1.2 恒設/可搬型SA設備に係る海外要求の動向.....	23
4.1.3 既設炉でのSA対応の考え方.....	24
4.1.4 次期軽水炉で考えられるSA対応の考え方.....	24
4.1.5 恒設設備と可搬型設備の特徴的な差異.....	27
4.1.6 SA対策の最適化.....	29
4.1.7 恒設/可搬型SA設備の取扱いに係るまとめ.....	30
4.2 APCその他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて.....	31
4.2.1 特定重大事故等対処施設に係る論点整理.....	31
4.2.2 APCその他テロ対策に係る海外要求の動向.....	31
4.2.3 新規制基準における特重施設への要求事項.....	34
4.2.4 既設炉における特重施設の例.....	35
4.2.5 次期軽水炉で考えられるAPCその他テロ対策の最適化.....	36
4.2.6 APCその他テロ対策の取扱いに係るまとめ.....	39
4.3 熔融炉心冷却対策の取扱いについて.....	40
4.3.1 格納容器破損防止対策に係る論点整理.....	40
4.3.2 熔融炉心冷却対策に係る論点整理.....	44
4.3.3 熔融炉心冷却対策に係る海外要求の動向.....	46
4.3.4 熔融炉心冷却方式の整理.....	49
4.3.5 熔融炉心冷却対策のまとめ.....	56
4.4 抽出された論点に対する次期軽水炉の設計方針のまとめ.....	57

5.	次期軽水炉における深層防護の実装について.....	58
5.1	深層防護を議論するための前提条件.....	58
5.1.1	深層防護の実装の方針.....	58
5.1.2	深層防護に関する海外要求の動向.....	60
5.1.3	深層防護レベルの設定について.....	64
5.1.4	深層防護の実装における留意事項.....	65
5.2	次期軽水炉の深層防護の実装における論点.....	67
5.3	深層防護の適切な実装.....	69
5.3.1	次期軽水炉の安全性向上対策の設計例.....	69
5.3.2	各防護レベルの防護策の適切な厚みとバランスについての考え方.....	73
5.3.3	防護策をバランス良く設計するための今後の取り組むべき項目.....	78
5.3.4	深層防護の適切な実装のまとめ.....	80
6.	次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件.....	82
7.	まとめ.....	85
付属書A	海外の規制動向.....	A-1
付属書B	WG開催実績.....	B-1

## 表目次

表 4.1-1	各技術要件に対する既設炉の SA 対応及び次期軽水炉の SA 対応方針.....	25
表 4.1-2	恒設設備と可搬型設備の特性 .....	28
表 4.1-3	既設炉における恒設設備と可搬型設備の優劣比較.....	28
表 4.1-4	次期軽水炉における恒設設備と可搬型設備の優劣比較.....	29
表 4.2-1	新規制基準における SA 設備(CV 破損防止)と特重施設の要求 .....	34
表 4.2-2	特重施設に求められる CV 破損防止のための機能要求と設備対応例 .....	35
表 4.2-3	新規制基準における要求整理を踏まえた論点.....	36
表 4.2-4	論点として抽出された技術要件への次期軽水炉の対応方針案.....	37
表 4.3-1	炉内冷却(IVR 方式)、炉外冷却(ウェットキャビティ方式/ドライキャビティ方式)の特徴比較.....	55
表 4.4-1	抽出された論点に対する次期軽水炉の設計方針.....	57
表 5.1-1	次期軽水炉に対して設定する深層防護の実装のアプローチ.....	65
表 5.1-2	次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項.....	66
表 5.2-1	既設炉における深層防護の実装例 .....	67
表 5.3-1	次期軽水炉における深層防護の各レベルに対する強化方針.....	71

## 図目次

図 2.1-1	本 WG における検討プロセス.....	2
図 3.1-1	福島第一原子力発電所事故の教訓.....	6
図 3.1-2	福島第一原子力発電所事故の再発防止に必要な機能要求.....	6
図 3.1-3	従来の規制基準と新規制基準との比較.....	6
図 3.2-1	既設炉における新規制基準対応(大飯 3,4 号機の例) (1/3).....	8
図 3.2-2	既設炉における新規制基準対応(大飯 3,4 号機の例) (2/3).....	8
図 3.2-3	既設炉における新規制基準対応(大飯 3,4 号機の例) (3/3).....	9
図 4.1-1	既設炉と次期軽水炉における SA 設備の多重性/多様性について.....	26
図 4.1-2	既設炉と次期軽水炉における SA 設備の独立性について.....	26
図 4.1-3	既設炉と次期軽水炉における外部ハザードへの耐性について.....	27
図 4.2-1	既設炉の特重施設の例.....	35
図 4.2-2	APC その他テロ対策における多重性/多様性要求に対する設計例.....	38
図 4.2-3	APC その他テロ対策における独立性要求に対する設計例.....	39
図 4.3-1	SA における CV 破損モード.....	40
図 4.3-2	水蒸気爆発のメカニズム.....	45
図 4.3-3	IVR 方式の概要.....	50
図 4.3-4	ウェットキャビティ方式の概要.....	51
図 4.3-5	ドライキャビティ方式の概要.....	53
図 5.1-1	深層防護の実装例.....	58
図 5.2-2	深層防護の各レベルに対する既設炉での設備対応の例と抽出された論点.....	68
図 5.3-1	次期軽水炉の安全性向上対策の設計例.....	69
図 5.3-2	次期軽水炉の強化方針が対応する範囲の概念図.....	72
図 5.3-3	NUREG/KM-0009 における深層防護のフレームワーク.....	74
図 5.3-4	深層防護レベルの厚さのイメージ【既設炉(新規制基準制定前)】.....	75
図 5.3-5	深層防護レベルの厚さのイメージ【既設炉(新規制基準制定後)】.....	75
図 5.3-6	深層防護レベルの厚さのイメージ【次期軽水炉】.....	76
図 5.3-7	既設炉(新規制基準制定前後)の防護性能のイメージ.....	76
図 5.3-8	次期軽水炉の防護性能のイメージ.....	77
図 5.3-9	英国 ONR による BSL、BSO の設定の概念.....	78
図 5.3-10	オブジェクトィブ・ツリーの例.....	79
図 5.3-11	次期軽水炉の有効性評価における具体的な PRA の活用イメージ.....	80

## 略語集

1F	: Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (福島第一原子力発電所)
ALARP	: As Low As Reasonably Practicable
ALWR	: Advanced Light Water Reactor
AM	: Accident Management
APC	: Airplane Crash
ASN	: Autorité de Sûreté Nucléaire (仏国)
BSL	: Basic Safety Level
BSO	: Basic Safety Objective
CV	: Containment Vessel
DBA	: Design Basis Accident
DEC	: Design Extension Condition
DG	: Diesel Generator
DOE	: Department of Energy (米国)
EDF	: Électricité de France (仏国)
EPRI	: Electric Power Research Institute (米国)
FCI	: Fuel Coolant Interaction
FLEX	: Diverse and Flexible Coping Strategies
FP	: Fission Products
IAEA	: International Atomic Energy Agency
IRIDM	: Integrated Risk Informed Decision Making
IRSN	: Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (仏国)
IVR	: In-Vessel Retention
JAEA	: Japan Atomic Energy Agency (国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
JRC	: Joint Research Centre (in Ispra, 伊国)
MCCI	: Molten Core Concrete Interaction
NEI	: Nuclear Energy Institute (米国)
NRC	: Nuclear Regulatory Commission (米国)
ONR	: Office for Nuclear Regulation (英国)
PE	: Practically Eliminated
PP	: Physical Protection
PRA	: Probabilistic Risk Assessment (Probabilistic Risk Analysis)
PWR	: Pressurized Water Reactor
RCS	: Reactor Coolant System
RV	: Reactor Vessel
SA	: Severe Accident
SAM	: Severe Accident Management
SAP	: Safety Assessment Principles
SFP	: Spent Fuel Pool
WENRA	: Western European Nuclear Regulators Association
WG	: Working Group

## 委員名簿

原子力発電部会「次期軽水炉の技術要件検討」WG 委員名簿

役	氏名	所属	備考
主査	山口 彰	東京大学	
幹事	山本 章夫	名古屋大学	
幹事	大神 隆裕	関西電力	
幹事	有田 誠二	三菱重工業	
委員	糸井 達哉	東京大学	
委員	宇井 淳	電力中央研究所	
委員	浦田 茂	原子力エンジニアリング	
委員	楠 丈弘	日本原子力発電	
委員	黒崎 健	京都大学	2019年3月まで大阪大学
委員	越塚 誠一	東京大学	
委員	斉藤 拓巳	東京大学	
委員	佐治 悦郎	MHI NS エンジニアリング	
委員	菅原 慎悦	関西大学	2019年9月まで電中研
委員	高木 宏彰	関西電力	2018年6月~2019年5月
	佐藤 拓		2019年6月~
委員	谷口 敦	東京電力HD	
委員	成川 隆文	日本原子力研究開発機構	
委員	藤木 保伸	東芝 ESS	
委員	芳原 新也	近畿大学	
委員	松浦 正義	日立 GE	
委員	宮口 仁一	三菱重工業	
委員	山崎 之崇	ウェスティングハウス ・ジャパン	2018年6月~2019年3月
	東 正剛		2019年4月~
委員	山路 哲史	早稲田大学	
委員	与能本 泰介	日本原子力研究開発機構	

以上、委員 23 名(敬称略、順不同)

WG 活動期間：2018 年 6 月～2020 年 5 月

## 1. はじめに

2018年7月に策定された第5次エネルギー基本計画において、2030年に向けては2014年策定時の枠組みを踏襲してエネルギーミックス目標(原子力は20～22%)は見直さず、原子力は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としての役割を堅持し、また、2050年に向けて、原子力は実用段階にある脱炭素化の選択肢として安全炉などの開発を進める方針が示された。

2030年以降の電源構成として原子力比率20～22%を維持するのであれば、現状高速炉の実用化の目処が2050年代以降であることから、2030年代に次期軽水炉の設置が望まれる。しかし、現在の社会状況を踏まえると次期軽水炉の設置には計画から運開まで20年近くの歳月が必要になると考えられるため、2030年代の次期軽水炉運開を想定すると、現時点で設置許可に向けた準備に取り掛かる必要があると考えられる。

一方、福島第一原子力発電所事故(1F事故)の教訓などを踏まえて制定された現行の新規制基準は既設炉を対象としたものであるため、事業者は改造工事や可搬型設備の設置等で対応しているが、次期軽水炉の設置に当たっては、既設炉の対応に捉われず設計段階から柔軟な対策をとることが可能となる。結果、次期軽水炉では、既設炉の新規制基準適合性に係る審査(特定重大事故等対処施設(特重施設)審査も含む)の経験も踏まえ、既設炉よりもより安全かつ合理的な設計対応が可能になると考えられる。

そこで、2018年6月に原子力学会の場に広い見地から議論するWGを設立し、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件について検討を実施した。

## 2. 検討の前提条件

### 2.1 検討の流れ

本WGにおける検討プロセスを図2.1-1に示す。

次期軽水炉では設計段階から柔軟に安全対策を考慮できるため、1F事故の教訓などを踏まえてより安全かつ合理的な安全対策を講じることが可能であると考えられる。従って、本WGでは、まずは既設炉の安全対策の経験も踏まえ、安全対策の最適化の余地の観点などから議論の対象となる項目を整理したうえで論点を抽出した。

次に、抽出した論点に対して、関連する海外の規制動向も参考にして次期軽水炉においてどのような対策を実施すべきか、既設炉よりもより安全かつ合理的な設計方針とはどうあるべきかを検討した。

さらに、検討した設計方針に対して日本原子力学会「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会(2014.12~2017.3)(以下、「魅力的な軽水炉調査専門委員会」という)でも議論された深層防護の実装の観点から妥当性を確認した上で、これら設計方針を実現するために望まれる技術要件をまとめた。

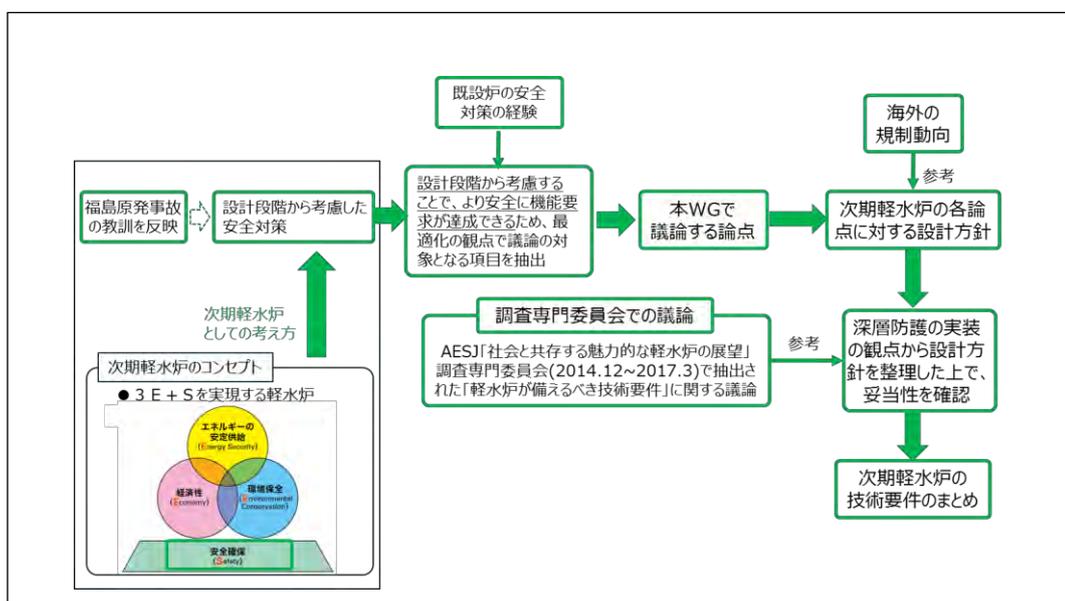


図2.1-1 本WGにおける検討プロセス

## 2.2 検討対象プラント

検討対象とするプラントは、2030 年代の運開を想定した国内次期軽水炉とした。1 章で述べた通り、現在の社会状況を踏まえると次期軽水炉の設置には計画から運開まで 20 年近くの歳月が必要になると考えられ、2030 年代の次期軽水炉運開を想定すると、現時点で設置許可に向けた準備に取り掛かる必要がある国内軽水炉を対象とした。また、炉型については、国内 PWR とした。

### 3. 既設炉の対応を次期軽水炉に展開する上での論点

#### 3.1 軽水炉に必要なシビアアクシデント(SA)に対する安全機能要求

1F 事故を受けて、日本原子力学会では、「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」(学会事故調)が設置され、1F 事故とそれに伴う原子力災害の実態を科学的・専門的視点から分析し、その背景と根本原因を明らかにするとともに、原子力安全の確保と継続的な安全性向上を達成するための方策、および基本となる安全の考え方が提言された。(日本原子力学会、「東京電力福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言」、学会事故調最終報告書、2014)

学会事故調において 1F 事故の根本原因は以下の通り分析された。

1F 事故の根本原因分析
➤ 事故の直接要因 (1) 不十分であった津波対策 (2) 不十分であった過酷事故対策 (3) 不十分だった緊急時対策，事故後対策および種々の緩和・回復策
➤ 事故の背後要因 (1) 専門家の自らの役割に関する認識の不足 (2) 事業者の安全意識と安全に関する取組みの不足 (3) 規制当局の安全に対する意識の不足 (4) 国際的な取組みや共同作業から謙虚に学ぼうとする取組みの不足 (5) 安全を確保するための人材および組織運営基盤の不足

(出典：学会事故調報告会(2014.3.8)資料「最終報告書の概要及び提言」より)

学会事故調はこれら根本原因分析の結果を踏まえ、5 分類 50 項目の幅広い提言を行い、原子力安全を確保するための基本的な考え方を明確にし、今後取り組むべき課題を示した。これら多くの提言のうち、次期軽水炉の設計に直接関係する最も重要な提言は以下の 2 項目である。

提言Ⅱ(事故の直接要因に関する事項)

**(1) 外的事象への対策の強化**

① 外的事象

想定すべきものは、地震、火災、強風(台風、竜巻)、洪水、雪崩、火山、氷結、高温、低温、輸送事故・工場事故、航空機落下などである。これらの外的事象に対する包絡的な評価を行い各プラントの脆弱性を把握し、それによりプラントごとの対応を定めていくことを義務づける必要がある。その際、PRA による脆弱性の特定に加え、不確かさへの備えから深層防護により対処すべきである。

② クリフエッジ対策

外的事象に対して、クリフエッジの存在を把握し、安全機能などが喪失した場合のプラント挙動の把握とその対応についての検討を行い、見出した脆弱性に対して適切に対処すべきである。

③ 人為的な事象対策

テロなどの人為的な要因に対しては、海外の知見を積極的に活用するため、国際的な検討に加わり、人材の育成をしつつ備えを強化すべきである。

**(2) 過酷事故対策の強化**

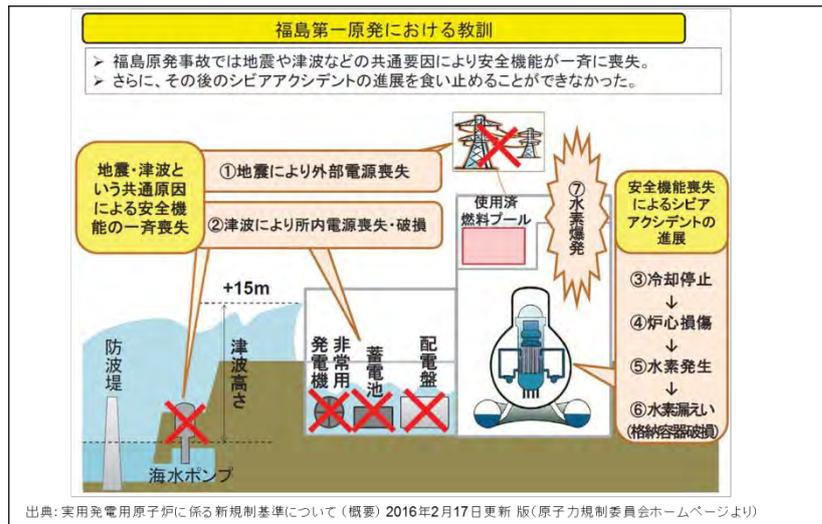
過酷事故では想定したシナリオ通りには事象が進展しない可能性があるため、マネジメントとして事態に対応する柔軟な対応能力が必要である。この醸成には、演習などを通じた継続的な改善活動を行うべきである。

(出典：学会事故調報告会(2014.3.8)資料「最終報告書の概要及び提言」より)

これら 1F 事故の教訓を踏まえた学会事故調の提言の根幹となる考え方は設計想定を大幅に拡充して原子力安全を確保していくことであり、この考え方は、新規制基準にも従来の規制基準に外的事象対策、SA 対策、テロ対策等を強化/新設された形で反映されたものである。

一方、原子力規制委員会はホームページ上で新規制基準の概要を紹介しているが、  
 その中で、1F 事故の最も大きな教訓は図 3.1-1 に示す以下の 2 点としている。

- ✓ 地震や津波などの共通要因により安全機能が一斉に喪失。
- ✓ さらに、その後のシビアアクシデント(SA)の進展を食い止めることができなかった。

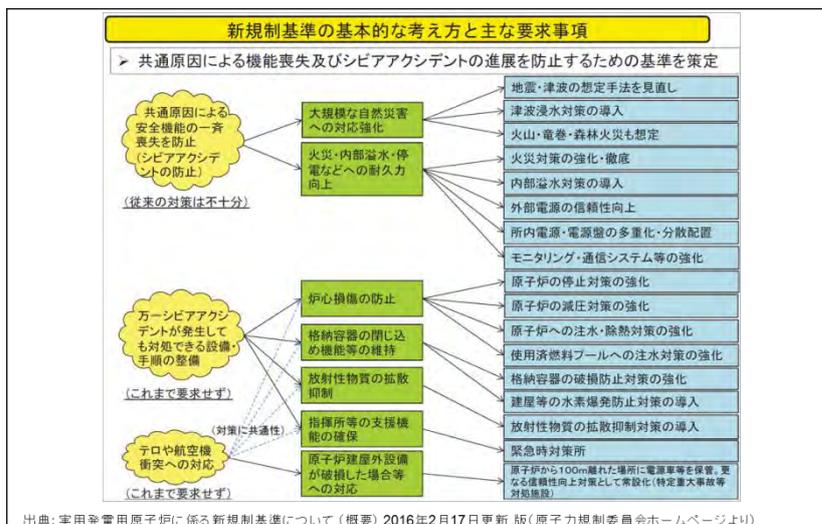


出典: 実用発電用原子炉に係る新規制基準について (概要) 2016年2月17日更新 版(原子力規制委員会ホームページより)

<https://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf>

図 3.1-1 福島第一原子力発電所事故の教訓

この教訓を踏まえ、図 3.1-2 に示す通り、1F 事故の再発防止に必要な機能要求として、共通要因による安全機能の一斉喪失の防止(SA 防止策)、万一 SA が発生しても対処できる設備・手順の整備(SA 緩和策)に加え、テロや航空機衝突への対応に対する規制基準が策定された。



出典: 実用発電用原子炉に係る新規制基準について (概要) 2016年2月17日更新 版(原子力規制委員会ホームページより)

<https://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf>

図 3.1-2 福島第一原子力発電所事故の再発防止に必要な機能要求

また、これらの機能要求(図 3.1-2)は、図 3.1-3 に示す通り、従来の規制基準に強化/新設される形で、新規規制基準に取り込まれた。

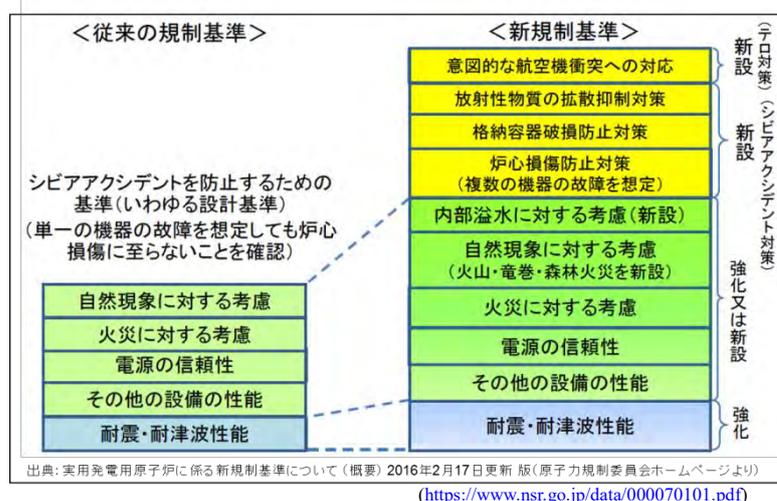


図 3.1-3 従来の規制基準と新規規制基準との比較

### 3.2 既設炉における新規規制基準対応

既設炉においては、新規規制基準を踏まえ、様々な安全対策を実施している。

具体的には、基準地震動の引き上げ、基準津波高さの引き上げに対応した浸水防止対策等の耐震・耐津波性能の向上、外部電源強化や所内電源の多重化・多様化による電源の信頼性向上(図 3.2-1)、設備の分離・防護による火災・溢水対策、地震・津波以外の竜巻・火山などの自然現象対策、災害発生時のアクセスルート確保(図 3.2-2)、万一の SA 時への備えとして可搬型設備を中心に炉心損傷防止・格納容器破損防止・放射性物質拡散抑制対策の実施、意図的な航空機衝突(APC)への備えとして特重施設の設置(図 3.2-3)等の安全対策を実施している。

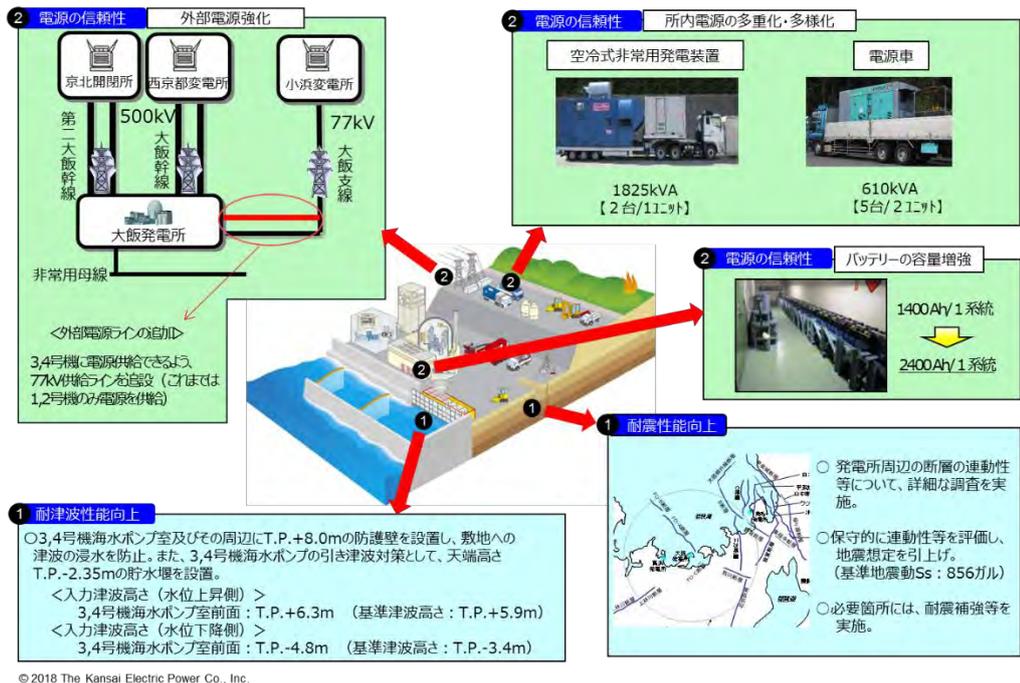


図 3.2-1 既設炉における新規制基準対応(大飯 3,4号機の例) (1/3)



図 3.2-2 既設炉における新規制基準対応(大飯 3,4号機の例) (2/3)



図 3.2-3 既設炉における新規規制基準対応(大飯 3,4 号機の例) (3/3)

### 3.3 議論の対象となる論点の抽出

前節で示した通り、既設炉では、既にある設備に対して改造工事や可搬型設備の配備等の安全対策を行っているが、次期軽水炉では、設計段階から 1F 事故の教訓及び新規規制基準で強化/新設された規制要求の考え方を踏まえて柔軟に対応し、最適化を図ることができる。その際、安全確保の実装の考え方として、既設炉と同じものと既設炉から変更し得るものに分類できる。

ここで言う「安全確保の実装の考え方」は、安全確保のための根本的思想や概念、原則を基礎として、その実装方法を選択する上での考え方をいう。

安全確保の実装の考え方の分類について外的事象への対応を例に示す。なお、外的事象、特に外部ハザードへの対応は 1F 事故の教訓の中でも重要な項目であり、次期軽水炉の技術要件の検討においても重要課題である。

新規規制基準では外部ハザードの設計基準が引き上げられると同時に、それを超えた場合の事象進展に対しても緩和策が求められた。設計基準引き上げへの対策として、既設炉、次期軽水炉ともに耐性をより強化する対応を取ることが考えられ、いずれも安全確保の実装の考え方は同じである。一方で、設計基準を超えた場合の対応として、安全確保の実装の考え方そのものに差異があり得る場合があ

る。これは、既設炉にとって設計基準を超えた状態は設計想定外であったため、柔軟性を重視した可搬型設備の設置などで対応することとしたが、次期軽水炉では、設計基準を超えた状態を設計段階から想定することで、安全確保の実装の考え方から変更してより安全にかつ合理的に対策を講じることができるためである。

このように安全確保の実装の考え方が既設炉と次期軽水炉とで同じ場合と変更し得る場合に分類できるため、本 WG での論点抽出の指標とした。

上記を踏まえ、以下に論点の抽出の考え方を示す。

- ✓ 既設炉と同じ安全確保の実装の考え方によるものについては、実機設計で具体化する。
- ✓ 既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るものについては、既設炉の経験と深層防護等を参考に、最適化の観点から議論の対象として論点を抽出する。

3.1 節で述べた通り、新規制基準で強化/新設された規制要求(図 3.1-3 参照)には 1F 事故の教訓を踏まえた安全確保の考え方が取り込まれている。また新規制基準を制定する際、原子力規制委員会は海外規制動向を調査し、規制要求に取り込んでいる。さらに、日本原子力学会 標準委員会の原子力安全分科会において、国会、政府、東電、民間などの各 1F 事故調査で得られた教訓と指摘事項に対する新規制基準への比較検討が行われ、新規制基準では各 1F 事故調査報告書の教訓や指摘事項が反映されていることが確認されている。(日本原子力学会 標準委員会、「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)

以上の通り、新規制基準には 1F 事故の教訓や海外規制動向が取り込まれているため、本 WG では新規制基準で強化/新設された要求事項の以下のカテゴリに従い論点を抽出した。

- ①耐震・耐津波性能
- ②電源の信頼性
- ③火災に対する考慮
- ④自然現象に対する考慮
- ⑤内部溢水に対する考慮

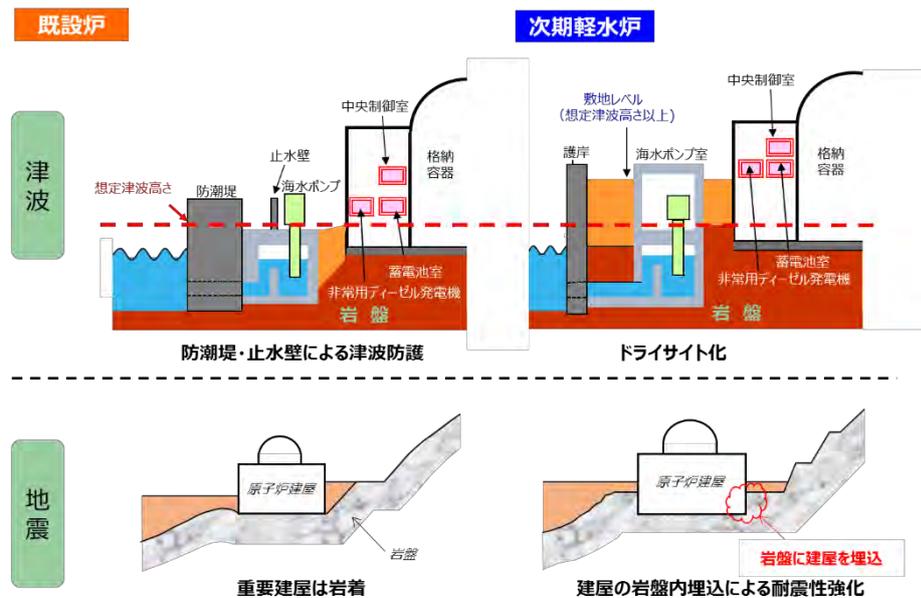
- ⑥その他の設備の性能
- ⑦炉心損傷防止対策(使用済燃料プール(SFP)内燃料損傷防止対策)
- ⑧格納容器破損防止対策
- ⑨放射性物質の拡散抑制対策
- ⑩意図的な航空機衝突への対応

具体的な論点抽出の検討結果については、以下の通り。

① 耐震・耐津波性能

次期軽水炉では、下表の通り、既設炉と同じ安全確保の実装の考え方で裕度の更なる向上や頑健化で対応できるため、論点は抽出されなかった。

既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電所周辺の詳細な調査に基づく基準地震動の引き上げや、基準津波高さの評価を踏まえた対策(耐震補強、海水ポンプ室及びその周辺に防潮堤や止水壁を設置)を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化但し、裕度の更なる向上や頑健化として建屋壁の増厚、建屋の埋込効果、敷地のかさ上げによるドライサイト化等に対応でき、安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする</li> </ul>



② 電源の信頼性

次期軽水炉では、下表の通り、SA 対応の恒設/可搬型設備の考え方について既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象となる論点が抽出された。

既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源ラインの追加(大飯 3,4 号の例)</li> <li>SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、所内電源の多重化・多様化(空冷式非常用発電装置の配備、電源車の配備)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源ラインの多重性確保という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする</li> <li>SA 対応は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象として抽出(論点)</li> </ul>



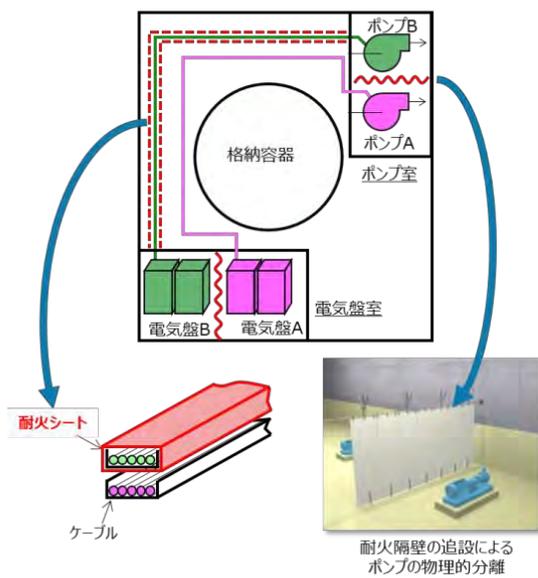
③ 火災に対する考慮

次期軽水炉では、下表の通り、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、論点は抽出されなかった。

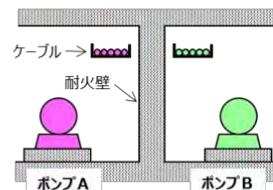
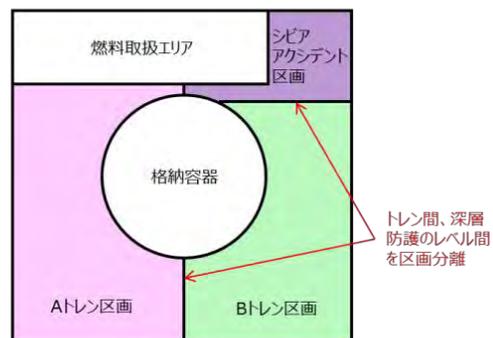
既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>火災影響軽減対策設備(耐火シート、火災検知器/自動消火設備)の追加</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部火災対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化 即ち、裕度の更なる向上としてトレン間の区画分離を徹底した配置計画等で対応する 但し、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする</li> </ul>

既設炉

次期軽水炉



耐火シート等の火災影響軽減対策



区画分離による火災防護

④ 自然現象に対する考慮

次期軽水炉では、下表の通り、既設炉と同じ安全確保の実装の考え方で裕度の更なる向上や頑健化で対応できるため、論点は抽出されなかった。

既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電所周辺の詳細な調査に基づく火山灰到達の可能性、竜巻(風荷重、飛来物)、森林火災の影響評価・対策として、以下を実施               <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 火山対策：外気取込口へのフィルタ設置</li> <li>・ 竜巻対策：防護ネットや鋼板で防護</li> <li>・ 森林火災対策：施設周辺に防火帯を確保</li> </ul> </li> </ul>	<p>設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化</p> <p>即ち、裕度の更なる向上や頑健化として堅牢な建屋、防火帯等に対応する</p> <p>但し、外部ハザードの影響を建屋内に持ち込まないという安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする</p>



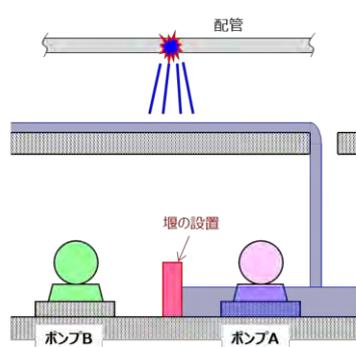
⑤ 内部溢水に対する考慮

次期軽水炉では、下表の通り、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、論点は抽出されなかった。

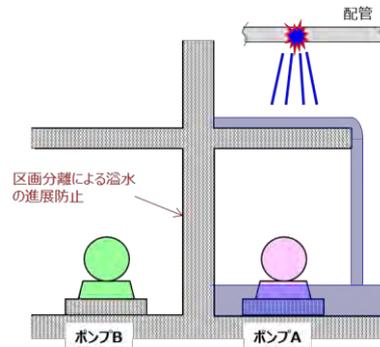
既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 溢水源からの溢水による影響(没水、被水、蒸気)を評価し、対策(壁、水密扉、堰等の設置)を実施</li> </ul>	<p>内部溢水対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化</p> <p>即ち、裕度の更なる向上として溢水区画の限定や配管等の耐震性強化、トレン間の区画分離を徹底した配置計画等で対応する</p> <p>但し、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする</p>

既設炉

次期軽水炉



溢水対策の例  
(堰の追設)



壁による区画分離

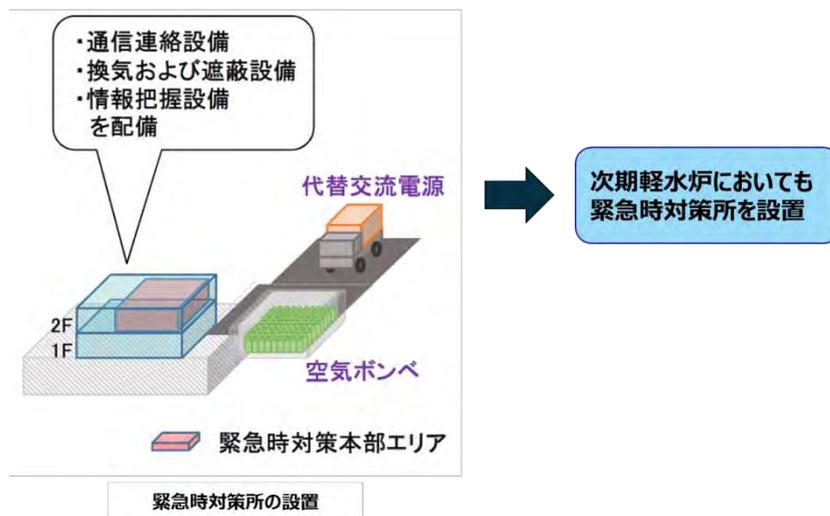
⑥ その他の設備の性能

次期軽水炉では、下表の通り、既設炉と同じ安全確保の実装の考え方で対応できるため、論点は抽出されなかった。

既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートの確保対策として、がれき撤去用重機(ブルドーザー)を配備</li> <li>・緊急時対策所の耐性強化、通信の信頼性・耐久力の向上、計測系の信頼性・耐久力の向上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートの確保対策及び緊急時対策所の耐性強化等については、既設炉と同じ安全確保の実装の考え方で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする</li> </ul>

既設炉

次期軽水炉



⑦ 炉心損傷防止対策(使用済燃料プール(SFP)内燃料損傷防止対策)

次期軽水炉では、下表の通り、SA 対応の恒設/可搬型設備の考え方について既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象となる論点が抽出された

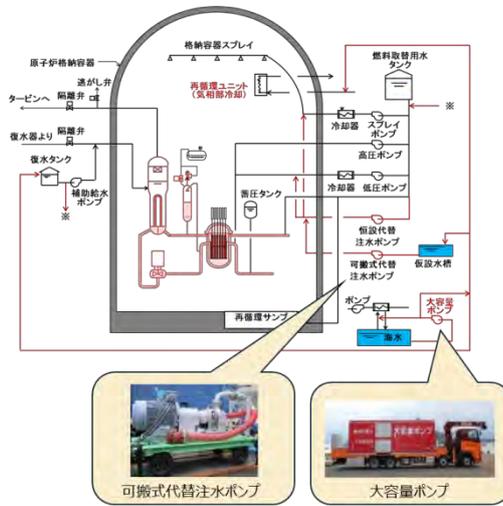
既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、炉心冷却手段、SFP 内燃料冷却手段、最終ヒートシンクを多様化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SA 対策は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象として抽出(論点)</li> </ul>

⑧ 格納容器破損防止対策

次期軽水炉では、下表の通り、SA 対応の恒設/可搬型設備の考え方について既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象となる論点が抽出された。さらに、熔融炉心冷却対策についても、安全確保の実装の考え方が既設炉と異なる対策もあることから、議論の対象となる論点が抽出された。

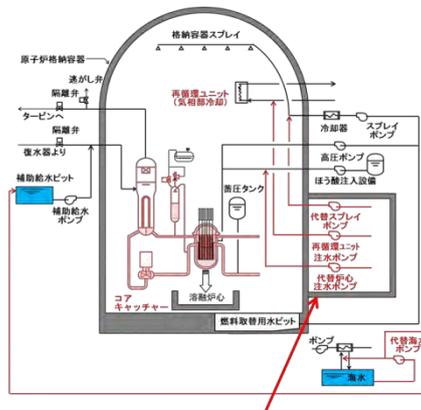
既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、CV 冷却・減圧・放射性物質低減手段および過圧破損防止手段の多様化</li> <li>熔融炉心を冷却する CV 下部注水設備(ポンプ車、ホース等)の配備</li> <li>水素爆発防止対策設備の配備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SA 対応の内、恒設/可搬型設備の取扱いについては前述⑦と同様(論点)</li> <li>熔融炉心冷却対策については、水蒸気爆発の可能性低減を考慮し、欧州の新設炉で適用されているドライ型の熔融炉心冷却対策設備(安全確保の実装の考え方が既設炉と異なる対策)の適用も選択肢として考えられることから議論の対象として抽出(論点)</li> <li>水素爆発防止対策は既設炉と同じ安全確保の実装の考え方で対応できるため、今後、実機設計で具体化していくこととする</li> </ul>

**既設炉**



可搬型設備での対応が基本

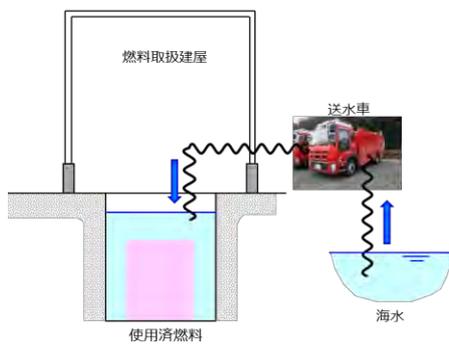
**次期軽水炉**



- ・建屋内への恒設設備配置による外部ハザードへの耐性強化
- ・恒設化で現場操作を不要とし、ヒューマンエラーの低減と、対処時間の短縮が可能
- ・恒設化とすることで設備の信頼性も向上

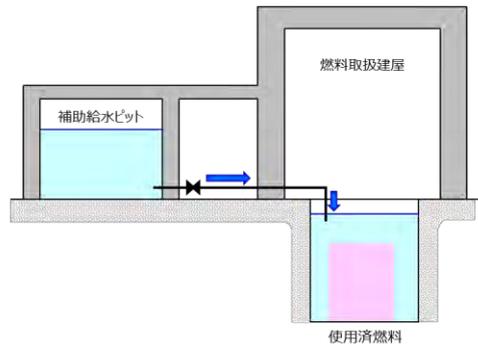
恒設化による対応

**既設炉**



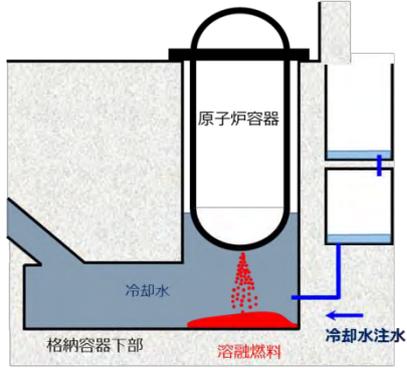
可搬型設備による使用済燃料プールへの補給

**次期軽水炉**



恒設設備による使用済燃料プールへの重力注水  
(補給水源：補助給水ビットなど)

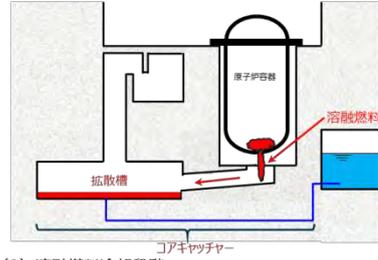
**既設炉**



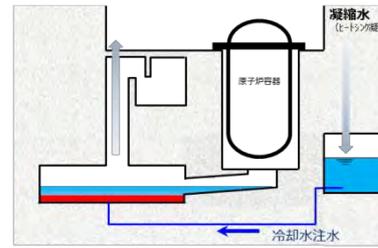
ウエットキャビティ方式による溶融炉心冷却

**次期軽水炉**

(1) 溶融燃料拡散段階



(2) 溶融燃料冷却段階



ドライ型コアキャッチャーによる溶融炉心冷却  
※選択肢として検討中

⑨ 放射性物質の拡散抑制対策

本項目は単独では議論の対象としないが、深層防護の観点から、⑦炉心損傷防止対策、⑧格納容器破損防止対策と合わせて可搬型設備の取扱いの議論が必要であることから、議論の対象となる論点が抽出された。

既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型設備での対応を基本として以下を配備</li> <li>放水砲</li> <li>放水砲用大容量ポンプ</li> <li>シルトフェンス</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>本項目は既設炉と同様の安全確保の実装の考え方で対応できるものであり、単独では議論の対象としない</li> <li>一方、深層防護の観点から、⑦炉心損傷防止対策、⑧格納容器破損防止対策と合わせて可搬型設備の取扱いの議論が必要であることから、議論の対象として抽出(論点)</li> </ul>

既設炉

次期軽水炉

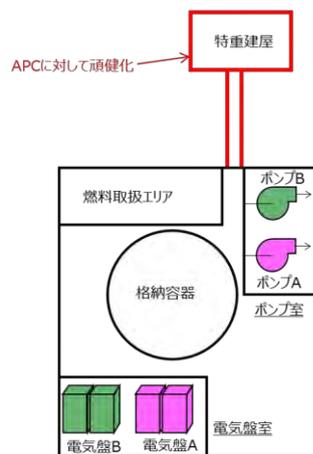


⑩ 意図的な航空機衝突への対応

次期軽水炉では、下表の通り、特重施設の取扱いについて、深層防護の観点から既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象となる論点が抽出された。

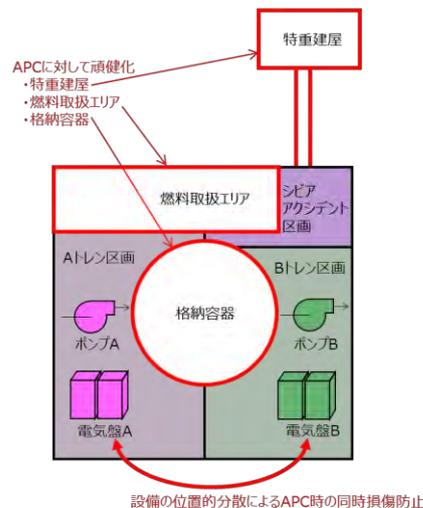
既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開
<ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備とは独立な特重設備を、本館から独立して配置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、機能要求への対応方法に対し、深層防護の実装の観点から最適化の余地(頑健な建屋への収容、分散配置)があり、既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象として抽出(論点)</li> </ul>

既設炉



特重設備を本館から独立して配置

次期軽水炉



本館建屋でのAPC防護を強化

以上より、1F 事故の教訓及び新規制基準で強化/新設された規制要求の考え方に対し、既設炉の安全対策(SA 対策、特重施設)を踏まえ、次期軽水炉への展開を図るうえで、安全確保の実装の考え方を変更し安全対策の最適化を図ることができるという観点から論点を抽出した。具体的には、「②電源の信頼性」、「⑦炉心損傷防止対策」、「⑧格納容器破損防止対策」、「⑨放射性物質の拡散抑制対策」から、“SA 対策における恒設/可搬型設備の取扱い”という論点を抽出し、これを論点 1 とした。また、「⑩意図的な航空機衝突への対応」から、“特重施設の取扱い”という論点を抽出し、これを論点 2 とした。さらに、「⑧格納容器破損防止対策」から、溶融炉心冷却対策

の取扱いという論点を抽出し、これを論点3とした。これら3つの論点を整理すると以下の通りとなる。

(論点1)

既設炉の経験も踏まえ、恒設/可搬型 SA 設備の組合せに最適化の余地がある“SA 対策の機能要求”

(論点2)

APC 及びテロ対策は、設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、深層防護の実装の観点から最適化の余地がある“特重施設の機能要求”

(論点3)

国内既設炉とは安全確保の実装の考え方が異なる海外で実績ある対策の適用も選択肢として考えられる“国内での熔融炉心冷却対策の新技术の適用性”

### 3.4 抽出された論点と内容

次期軽水炉として設計段階から柔軟に対応可能な項目として抽出された3つの論点に対して、議論する内容は以下の通りとなる。

(1) SA 対策の機能要求(恒設/可搬型 SA 設備の取扱い)

既設炉では SA 対策として可搬型設備の設置を基本とするが、次期軽水炉では SA 対策の機能要求を整理した上で、恒設設備(信頼性、現場操作不要)と可搬型設備(柔軟性)のそれぞれの利点を踏まえた恒設/可搬型の最適な組合せを議論する。

(2)特重施設の機能要求(APC その他テロ対策(特重施設)の取扱い)

既設炉では特重事象(APC、テロ等)時に CV を防護するための施設として専用の特重施設を設置するが、次期軽水炉では DBA/SA 設備に対し設計段階から特重事象も考慮した設備対応を議論する。

(3)国内での熔融炉心冷却対策の新技术の適用性(熔融炉心冷却対策の取扱い)

既設炉ではウェットキャビティ方式により熔融炉心を冷却するが、水蒸気爆発等の熔融炉心冷却に係る現象の不確かさの観点から、欧米の新設炉で採用実績のある熔融炉心冷却方式を含め、次期軽水炉における熔融炉心冷却対策の取扱いを議論する。

## 4. 抽出された論点に対する設計方針

本章では、3章で抽出された3つの論点に対して、海外の規制・設計動向も踏まえ、次期軽水炉として取り得る選択肢の具体例を踏まえた設計方針について述べる。

### 4.1 恒設/可搬型SA設備の取扱いについて

#### 4.1.1 恒設/可搬型SA設備に係る論点整理

次期軽水炉では設計段階から系統構成・配置の工夫などを柔軟に取込むことが可能であり、恒設 SA 設備は DBA 設備に対して多様性、独立性を有した位置的分散配置等ができる。そのため、次期軽水炉においては、設計拡張状態(DEC)に対して、多様性を有し、人的過誤低減に有利な恒設設備と、柔軟性が高い可搬型設備を適切に組み合わせることが考えられる。

そこで、4.1 節では、次期軽水炉における恒設/可搬型 SA 設備の取扱いについて検討した。

#### 4.1.2 恒設/可搬型SA設備に係る海外要求の動向

初めに、参考として可搬型設備に関する海外要求の動向を調査した。その結果、DEC に対し可搬型設備を基本として対応するような海外の規制要求は見当たらないことを確認した。以下、調査した海外要求を示す。

##### IAEA の要求事項およびガイド：

- IAEA SSR-2/1 Rev.1 Paragraph 6.28B, 6.45 A, 6.68
  - ✓ 格納容器からの熱除去(6.28B)、電源供給(6.45A)、SFP への水補給(6.68)に対して、可搬型設備が安全に使用できるように設計考慮するよう要求あり。但し、これら可搬型設備は必ずしもサイト内に保管しておく必要は無いとの注記有り。
- IAEA-TECDOC-1791 Chapter 10 “USE OF NON-PERMANENT EQUIPMENT FOR ACCIDENT MANAGEMENT”
  - ✓ “非常設設備は、アクシデントマネジメントを容易にするための補完的な‘有効な手段(essential means)’として考慮し得る”と解説されている。

**米国「1F 事故を踏まえた短期タスクフォース(NTTF)」の「緩和戦略」対応：**

- 本勧告(Recommendations)では、設計基準を超える外部ハザードを緩和するため、①初期段階(恒設設備で対応)、②過渡段階(可搬型もしくは恒設設備で対応)、③最終段階(サイト外リソースの調達)の3段階のアプローチを要求
- 設計基準を超える外部ハザード後の炉心、格納容器、SFP 冷却を維持・回復するためのガイダンス及び戦略を作成、実施及び維持などを要求
- この勧告に対して、産業界(NEI)は FLEX(多様かつ柔軟な対応方策)を提案
  - ✓ 電源及び冷却水の維持または主要な安全機能を修復するための可搬型設備(可搬式ポンプ、発電機、バッテリー、バッテリー充電器、コンプレッサ、ホース、カップリング、その他の補助設備・器具など)
  - ✓ 多様な場所に機器を配置することによって、そのサイトで予測される厳しい自然現象から可搬型設備を合理的に防護

#### **4.1.3 既設炉でのSA対応の考え方**

1F 事故での教訓を踏まえ、既設炉における SA 対策は、想定を超える事象が発生した場合に、柔軟に対応できると考えられる可搬型設備を主として整備している。一方で、事故が発生した後、早い段階で機能する必要があると考えられる原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却設備、電源設備には、常設代替設備も要求することなどにより、可搬型設備を基本としながらも、恒設設備を組み合わせることで、信頼性の向上を図っている。

具体的な例としては、3.2 節で述べた通り、「②電源の信頼性」として、電源車、空冷式非常用発電装置を配備(津波対策として高台に設置)し、「⑦炉心損傷防止対策」、「⑧格納容器破損防止対策」として、送水車、大容量ポンプ、可搬型代替低圧注水ポンプを配備、恒設代替低圧注水ポンプを設置した。さらに、「⑨放射性物質の拡散抑制対策」として、放水砲、大容量ポンプ(放水砲専用)を配備した。

#### **4.1.4 次期軽水炉で考えられるSA対応の考え方**

設計段階から柔軟に系統構成・配置の工夫などが可能であることを踏まえ、次期軽水炉に対し SA 設備に対して共通して求められる基本的な技術要件(多重性又は多様性及び独立性の確保、外部ハザードへの耐性)への対応方針案について

て以下の表 4.1-1 にまとめる。

表 4.1-1 各技術要件に対する既設炉の SA 対応及び次期軽水炉の SA 対応方針

技術要件	既設炉での SA 対応	次期軽水炉の SA 対応方針案
多重性/ 多様性	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 同一の機能を持った設備の複数設置による多重性確保により、ランダム故障に対して防護レベルの信頼性を向上</li> <li>▶ 多様性を有した SA 設備の設置により、共通の環境要因に対して防護レベルの信頼性を向上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 同一の機能を持った設備の複数設置による多重性確保により、ランダム故障に対して防護レベルの信頼性を向上</li> <li>▶ 多様性を有した SA 設備の設置により、共通の環境要因に対して防護レベルの信頼性を向上</li> </ul>
独立性	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ SA 設備に主として可搬型設備を採用し、物理的方法等(離隔による位置的分散)による独立性を確保することで、共通要因に対する防護レベルの信頼性を向上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 同一の機能を持つ恒設設備(DBA 設備及び SA 設備)に物理的方法等(区画分離の強化または配置設計段階からの考慮による位置的分散)による独立性を確保することで共通要因に対する防護レベルの信頼性を向上</li> </ul>
外部ハザードへの耐性	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 可搬型 SA 設備を地震応答の異なる場所への保管により耐震性を確保</li> <li>▶ 防潮堤による津波防護に加え、可搬型 SA 設備を高台への保管等により耐津波性を確保</li> <li>▶ 可搬型 SA 設備を分散配備することで竜巻への耐性を確保</li> <li>▶ 恒設 SA 設備については、DBA 設備と同様に、外部ハザードへの耐性を確保している</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▶ 国内の厳しい地震条件に耐え得るように恒設 SA 設備を設計することで耐震性を強化</li> <li>▶ 想定津波高さ以上に敷地レベルをかさ上げするドライサイト化や電気設備の高層階設置等により恒設 SA 設備の耐津波性を強化</li> <li>▶ 頑健な建屋内に恒設 SA 設備を配備することで竜巻への耐性を強化</li> </ul>

(1) 多重性/多様性について

次期軽水炉、既設炉ともに設備構成の差はあるものの、同一の機能を持った設備の複数設置(DBA 設備と SA 設備)により、多重性/多様性が確保できるという観点では同等と評価できる。



図 4.1-1 既設炉と次期軽水炉における SA 設備の多重性/多様性について

(2) 独立性について

次期軽水炉、既設炉ともに達成手段に差はあるものの、同一の機能を持った設備(DBA 設備と SA 設備)の物理的分離(位置的分散)により独立性が確保できるという観点では同等と評価できる。但し、次期軽水炉では設計段階より、区画分離の強化、配置の考慮により DBA 設備も含めた位置的分散による独立性を強化することが可能であり、SA 設備構成(恒設/可搬型設備の選択)を最適化する余地がある。

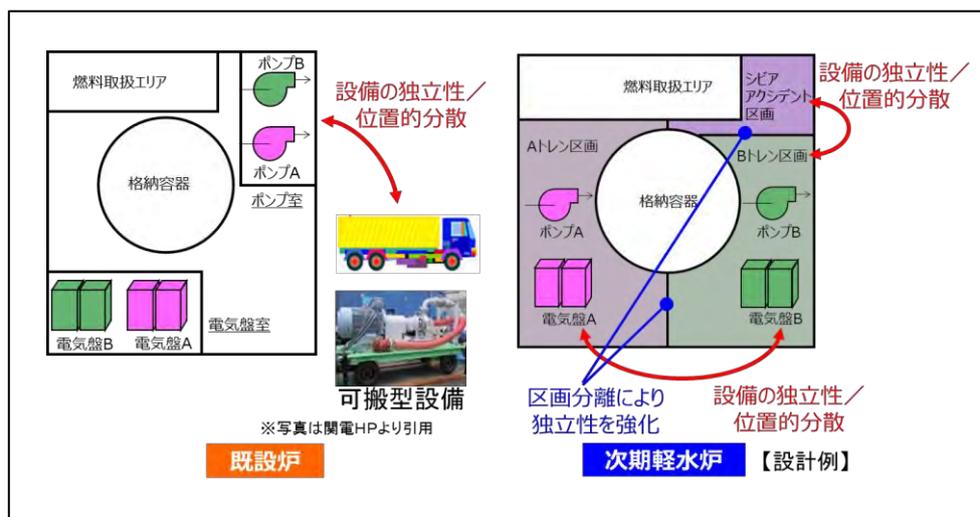


図 4.1-2 既設炉と次期軽水炉における SA 設備の独立性について

### (3) 外部ハザードへの耐性について

次期軽水炉、既設炉ともに達成手段に差はあるものの、SA 設備の外部ハザードへの耐性が確保できるという観点では同等と評価できる。但し、次期軽水炉は、設計段階から建屋頑健化などにより DBA 設備も含め外部ハザードへの耐性を強化することができるため、SA 設備構成(恒設/可搬型設備の選択)を最適化する余地がある。

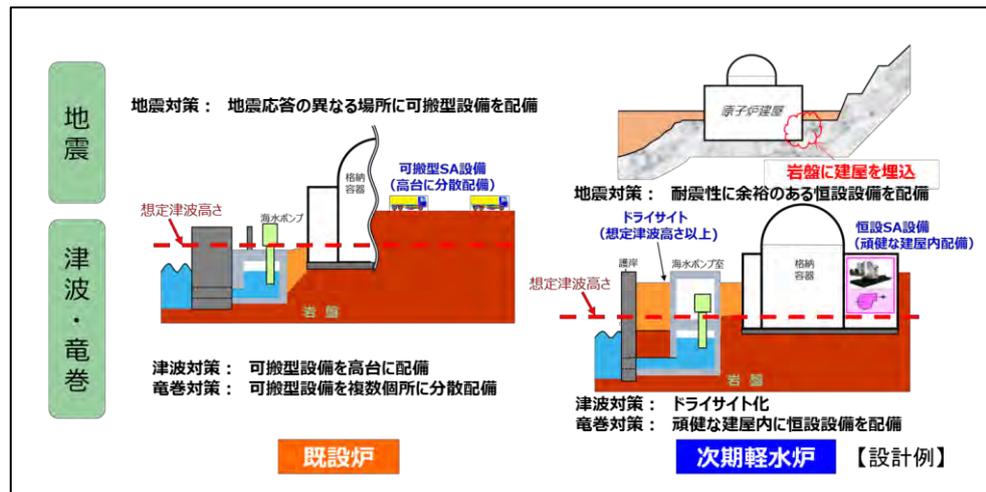


図 4.1-3 既設炉と次期軽水炉における外部ハザードへの耐性について

多重性/多様性については、次期軽水炉/既設炉ともに考え方は同等であるが、独立性、外部ハザードへの耐性については、恒設/可搬型設備の選択により SA 設備構成を最適化する余地がある。

#### 4.1.5 恒設設備と可搬型設備の特徴的な差異について

恒設/可搬型 SA 設備に係る議論の前提となる恒設設備と可搬型設備の特徴的な差異については、原子力学会技術レポートに既設炉をベースとして表 4.1-2 の通り整理\*されている。

※AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 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1編 別冊2 深層防護の実装の考え方』より引用

この原子力学会技術レポートでの整理に基づき、既設炉における恒設設備と可搬型設備の優劣比較を表 4.1-3 に示す。既設炉では、④～⑨の特性では恒設設備が有利であるものの、想定を超える事象に対する柔軟性、短い配備期間及

び既存の建屋や配置等の制約を考慮し、可搬型設備を基本とする対応としている。

表 4.1-2 恒設設備と可搬型設備の特性

特性	恒設設備	可搬型設備
①柔軟性	使用範囲が想定シナリオに依存	事故シナリオの不確かさに柔軟に対応可能
②配備期間	年単位での配備期間を要する	短期間で配備可能
③独立性	物理的・空間的分離に建屋、敷地の制約を受ける	物理的・空間的分離が容易
④必要な要員	少ない要員で動作が可能	要員、体制が必要
⑤手順書・訓練	手順書の整備、訓練が必要	負担が恒設設備より大きい
⑥対応時間	事故後短時間で投入	事故後の投入に時間を要する
⑦耐環境性	設置場所の環境条件の悪化による不動作の可能性あり	要員が耐えられる作業場所の環境(放射線、気温等)が必要
⑧信頼性	誤動作の可能性は設備の信頼性に依存	誤操作の可能性はあるが、設備の問題に柔軟に対応可能
⑨設備容量	大容量設備が可能	大容量設備の運用は困難

表 4.1-3 既設炉における恒設設備と可搬型設備の優劣比較

特性	既設炉における恒設設備と可搬型設備の優劣比較
①柔軟性	想定を超える事象に対しては柔軟性が高い可搬型設備が有利。
②配備期間	早期に SA 対策を実施することが求められる既設炉においては、短期間で配備可能な可搬型設備が有利。
③独立性	既設炉においては、既存の建屋や配置等の制約があり、可搬型設備が有利。
④必要な要員	少ない要員で対応可能な恒設設備が有利。
⑤手順書・訓練	手順書整備や訓練の負担が小さい恒設設備が有利。
⑥対応時間	事象の早期収束、規模拡大防止の観点から、短時間で対応可能な恒設設備が有利。
⑦耐環境性	機械設備の方が人体の許容被ばく線量に比べ、放射線、温度等の環境に強く、厳しい環境においては恒設設備が有利。
⑧信頼性	誤動作、人的過誤の可能性を考慮し信頼性を向上させた設備設計等の対応が可能であり恒設設備が有利。
⑨設備容量	大容量設備が必要な場合は恒設の方が有利。

(凡例：  可搬型が有利、  恒設が有利)

#### 4.1.6 SA対策の最適化

次期軽水炉では設計段階から SA 対策を考慮することが可能となる。次期軽水炉における恒設設備と可搬型設備の優劣比較について表 4.1-4 に整理した。その結果、次期軽水炉では①柔軟性を除き基本的には恒設設備が有利であることを確認し、恒設設備を基本とする対応とした。

表 4.1-4 次期軽水炉における恒設設備と可搬型設備の優劣比較

特性	次期軽水炉における恒設設備と可搬型設備の優劣比較
①柔軟性	既設炉に比べ、事故シナリオの不確かさのリスクは低減可能であるが、事故シナリオの不確かさへの備えの観点では可搬型設備が有利
②配備期間	新設であるため、設計から建設まで十分な期間を確保可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
③独立性	新設であるため、恒設でも建屋、敷地条件に合わせた区画分離の強化及び位置的分散により独立性の確保を設計に取り込むことが可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
④必要な要員	少ない要員で対応可能な恒設設備が有利
⑤手順書・訓練	手順書整備や訓練の負担が小さい恒設設備が有利
⑥対応時間	事象の早期収束、規模拡大防止の観点から、短時間で対応可能な恒設設備が有利
⑦耐環境性	機械設備の方が人体の許容被ばく線量に比べ、放射線、温度等の環境に強く、厳しい環境においては恒設設備が有利
⑧信頼性	誤動作、人的過誤の可能性も配慮し信頼性を向上させた設備設計等の対応が可能であり、恒設設備が有利
⑨設備容量	大容量設備が必要な場合は恒設の方が有利

(凡例： ■ 可搬型が有利、 ■ 同等、 ■ 恒設が有利)

しかし、内部ハザード(火災、溢水等)及び外部ハザード(地震、津波等)における事故シナリオの不確かさや設計上の想定を超える事象に対し、可搬型設備を整備することで柔軟な対応が可能となり事象進展の緩和等を図ることができる。

なお、次期軽水炉においては、柔軟性をより高めるため、ポンプ車、電源車等のいわゆるモバイル設備に限定せず、以下の設備面や運用面を含めた対応を考慮することが望ましい。

設備面の例としては、可搬型設備(可搬型設備の容量を他の事象緩和に使用可能な容量を確保する等の設備仕様の共通化を含む) の配備、炉心注入配管や CV

スプレイ配管への接続用座や仮設タイラインの設置、複数の接続口(異なる高さ、配置への設置を含む)の設置や接続が容易な共通の接続方式の採用などがあげられる。

運用面の例としては、常用設備の活用、モータ等の予備品を活用した設備復旧、シビアアクシデントマネジメント(SAM)の活用を含めた手順書を整備して教育・訓練の実施などがあげられる。

以下、いわゆるモバイル設備に設備面や運用面の対応を含めることを「可搬型設備等」という。

#### 4.1.7 恒設/可搬型SA設備の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における SA 対策の最適な設備構成(恒設/可搬型設備の選択)のあり方について整理した。

次期軽水炉の SA 対策は設計段階から系統構成や配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ想定を超える事象に対しても柔軟に対応が可能な可搬型設備等を適切に組み合わせることとする。

具体的には、設計上想定される SA の事故シナリオに対し、恒設設備により対処することとする。その際、設計段階から内・外的事象を適切に考慮することで、十分な耐久力及び多重性、多様性、独立性を確保する。これにより、現場作業を不要とすることで、作業員負担が削減され、人的過誤のリスクも低減できる。さらに、準備作業等の低減による早期の事故対応操作により時間的な裕度を確保することもできる。

しかし、事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等を整備することとする。具体的には、可搬型設備の配備や常用設備、予備品の活用等により、柔軟性を確保することができる。これにより、設計上の想定を超える事象に対して、柔軟な対応を図ることで事象進展の緩和や時間的な裕度を確保することができる。

## 4.2 APCその他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて

### 4.2.1 特定重大事故等対処施設に係る論点整理

次期軽水炉では設計段階からAPCその他テロ対策を織り込むことが可能であり、特重施設の独立性や多重化の確保のやり方等に最適化の余地がある。よって、次期軽水炉の取り得る選択肢として、DBA/SA設備についてもAPCその他テロ対策を設計段階から考慮した対応が考えられる。

そこで、4.2節では、次期軽水炉における特重施設の取扱いについて検討した。但し、核物質防護(PP)に関するセキュリティを除き、特重施設に求められる原子炉安全機能に対する設計方針のみを検討した。

### 4.2.2 APCその他テロ対策に係る海外要求の動向

初めに、参考としてAPCその他テロ対策に関する海外の規制要求や海外新設炉の動向を調査した。その結果、海外規制においては、頑健性等を考慮したAPCその他テロ対策の要求はあるが、SA設備と独立したAPCその他テロ対策専用施設の設置要求は見当たらないことを確認した。以下、調査した海外要求を示す。

#### IAEA :

- NS-G-1.5 “External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants” 4.航空機衝突
  - ✓ 安全機能を有する構造物、機器・設備(設計基準事故対処設備、使用済燃料貯蔵設備、及び廃棄物処理施設)に対して航空機衝突事象に対する設計・評価を要求(Paragraph 4.4)
- Nuclear Security Series No.4 “Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants against Sabotage”
  - ✓ 意図的な APC などの想定脅威に対してシナリオ作成と耐性評価のガイドが示されている。
  - ✓ 3.6.3 「サクセスパスの同定」にて安全停止機能 {(a)反応度制御、(b)原子炉冷却系圧力、(c)原子炉冷却水のインベントリ、(d)余熱除去} が少なくとも 1 系統確保されていること、さもなければ格納容器の健全性が確保されていることが要件として示されている。

**英国規制要求：**

- SAP 2014 edition 工学的原則:外部及び内部ハザード EHA.8「航空機衝突」
- ✓ 安全機能を有する構造物、機器・設備に対して、機械的強度や振動などの影響に対する健全性(直接的影響)および航空機の燃料による火災・爆発(間接的影響)を評価、燃料侵入を防止するような建屋設計を要求(Paragraph 251,252)

**フィンランド規制要求：**

- YVL A.11 Appendix B “Structural resistance and layout in the protection of a nuclear power plant and spent fuel storage against an airplane crash”
- ✓ 航空機衝突に対する原子力発電施設および使用済燃料貯蔵施設の防護のために、建屋構造/配置設計・評価に関する具体的な要求がまとめられている。

**米国規制要求：**

- 暫定補償措置命令(EA-02-026)/10CFR50.54(hh)
- ✓ 認可取得者は、潜在的な航空機脅威が迫っていると通報を受けた場合、対応方法について記載した手順書を作成、維持及び実施しなければならない。
- ✓ 認可取得者は、爆発または火災によってプラントの大部分が喪失した状況で、炉心冷却、格納容器及び使用済燃料プール(SFP)冷却の機能を維持しまたは復旧することを目的としたガイダンスおよび方策を作成し、実施しなければならない。
- 10CFR50.150 “Aircraft impact assessment”
- ✓ 10CFR50.150(a) に APC に関して Beyond-design-basis として現実的な設計評価を実施するよう要求あり。条件設定として米国内の長距離運行する大型商用機(長距離飛行に必要な燃料搭載)について低空飛行で機体をコントロールする経験ある/未経験なパイロットの技量を考慮して衝突速度/角度の条件を設定するよう規定
  - ✓ 建屋構造に対する具体的な評価方法については NEI 07-13, Revision 8, “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs,” がエンドースされている。

#### 仏国規制要求：

- 仏規制当局(ASN)の補完的安全性評価(ECS)に係る EDF への指示
- ✓ 仏原子力安全規制機関(ASN)は 2012 年 6 月 28 日、原子力安全年報 2011 の公表に併せ、1F 事故後に実施された補完的安全性評価(ECS)の結果を受けてフランス電力(EDF)に対する指示を公表
- ✓ EDF に対して“ハードンドコア (Hardened Safety Core)”の設置を義務付け
  - ・ 複数の施設に影響を及ぼす大規模な事象が発生した場合にも耐えられる頑健性を有した組織と建屋が確保されなければならない。

#### \*ハードンドコア：原子力施設の頑健性の強化

##### ① 対象事象

- ・ 例外的規模の自然現象と設計想定または安全レビューを凌ぐ現象との組み合わせ
- ・ サイトの全施設に影響を与える非常に長期間の電源喪失またはヒートシンクの喪失

##### ② 防護目標

- ・ 過酷事故の防止またはその進行の制限
- ・ 大規模な放射性物質の放出抑制
- ・ 事業者の危機管理上の責務実施可能

出典：

<http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/Additional-requirements-for-implementation-of-the-hardened-safety-core>

#### EPR における APC その他テロ対策例：

- ・ 2 重格納容器を採用し、外側壁(鉄筋コンクリート製)で航空機衝突による CV 破損を予防
- ・ 安全系建屋(4 トレン構成のうち 2 トレン)、格納容器、燃料取扱建屋は航空機衝突に対し頑健化
- ・ DG4 基、安全系建屋(4 トレン構成のうち 2 トレン)は位置的分散により同時損傷防止

### 4.2.3 新規制基準における特重施設への要求事項

特重施設に係る論点を議論するに当たり前提となる、SA設備のうちCV破損防止設備と特重施設への規制要求<sup>※1</sup>を表4.2-1に整理した。

規制要求において、特重施設は、可能な限りDBA/SA設備との多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを要求されている。さらに、主として可搬型設備を用いたSA対策に加えて、恒設の特重施設による対応を図ることでさらに有効な対策を講じることができるよう要求<sup>※2</sup>されている。

また、想定する事象は異なるが、特重施設はCV破損防止機能を要求されており、SA設備(CV破損防止機能)と機能が重複している。

※1「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」42条、43条  
 ※2「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」(平成30年12月19日改訂)

表4.2-1 新規制基準におけるSA設備(CV破損防止)と特重施設の要求

項目	SA 設備(CV 破損防止)	特重施設
想定事象	共通要因による安全機能の一斉喪失	原子炉建屋への故意による APC その他テロ
機能	CV 破損防止機能	CV 破損防止機能
多重性/多様性	DBA 設備との多様性有り <sup>※3</sup>	DBA/SA 設備との多重性/多様性有り
独立性	規制要求上なし (多様性の観点で必要)	DBA/SA 設備との独立性有り
位置的分散	離隔距離又は頑健性 (可搬型の保管)	頑健な建屋又は DBA/SA 設備との必要な離隔距離
耐震性	設計基準に対して機能確保	設計基準を一定程度超える地震に対して機能確保
耐津波性	設計基準に対して機能確保	設計基準を一定程度超える津波に対して機能確保
容量	事故等の収束に十分な余裕のある容量	外部支援が得られるまでの期間使用できる容量

※3 可搬型に対しては十分な容量を確保する手段として、複数セットを準備する要求あり

なお、参考までに、特重施設にも求められるCV破損を防止するために必要な設備の機能要求と設備対応例について、表4.2-2に整理した。

表 4.2-2 特重施設に求められる CV 破損防止のための機能要求と設備対応例※4

機能要求	設備対応(例)
RCS バウンダリ減圧機能	原子炉減圧操作設備
炉内の溶融炉心冷却機能	原子炉内への低圧注入設備
CV 下部に落下した溶融炉心の冷却機能	CV 下部への注水設備
CV 内の冷却・減圧・放射性物質減衰機能	CV スプレーへの注水設備
CV 過圧破損防止機能	CV 圧力逃がし装置
水素爆発による CV 破損防止機能	水素濃度制御設備
サポート機能	電源設備、計装設備、通信連絡設備
CV 破損防止設備の制御	緊急時制御室

※4「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」42条を参照

#### 4.2.4 既設炉における特重施設の例

既設炉における特重施設のイメージを図4.2-1に示す。既設炉では、特重施設は例えば100mの離隔距離を取った位置的分散を図る、または頑健性を持たせることで、APCその他テロにおいて、DBA/SA設備との同時機能喪失の防止を図っている。特重施設内の設備は、可能な限りDBA/SA設備とは別の設備を設置することで、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図っている。

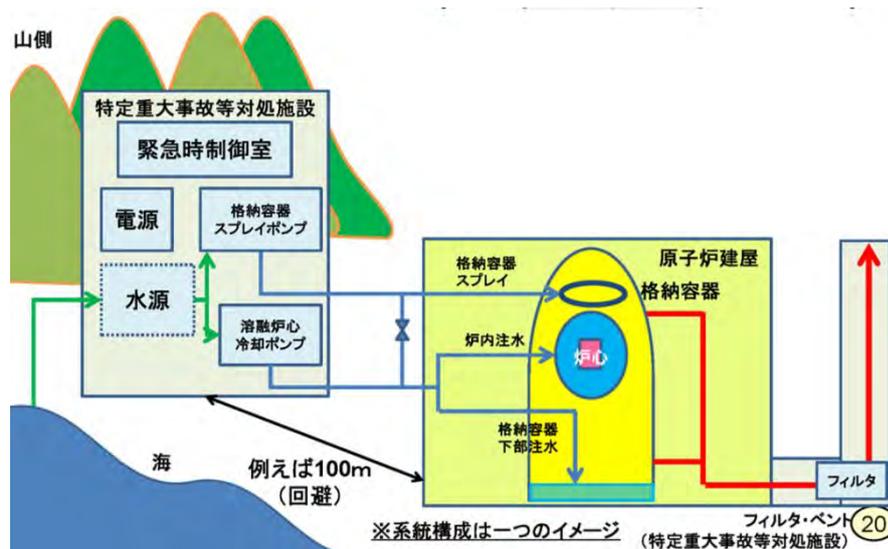


図4.2-1 既設炉の特重施設の例

※出典：実用発電用原子炉に係る新規規制基準について（概要）

2016年2月17日更新 版(原子力規制委員会ホームページより)  
<https://www.nsr.go.jp/data/000070101.pdf>

#### 4.2.5 次期軽水炉で考えられるAPCその他テロ対策の最適化

次期軽水炉では設計段階からAPCその他テロ対策を織り込むことで、新規制基準で要求される項目について、より安全でより合理的な対応を図ることが可能と考えられる。表4.2-3に新規制基準における要求整理を踏まえた次期軽水炉の設計における論点を整理した。その結果、多重性/多様性及び独立性のあり方について整理が必要であるとの論点が抽出された。

表4.2-3 新規制基準における要求整理を踏まえた論点

項目	新規制基準における要求		次期軽水炉の設計における論点
	SA 設備 (CV 破損防止)	特重施設	
想定事象	共通要因による安全機能の一斉喪失	原子炉建屋への故意による APC その他テロ	—
機能	CV 破損防止機能	CV 破損防止機能	重複した機能要求となっており、合理化の余地がある
多重性/多様性	DBA 設備との多様性有り※ <sup>1</sup>	DBA/SA 設備との多重性/多様性有り	信頼性向上(多重性/多様性)のあり方の整理が必要
独立性	規制要求上なし(多様性の観点で必要)	DBA/SA 設備との独立性有り	独立性のあり方の整理が必要
位置的分散	離隔距離又は頑健性(可搬型)	頑健な建屋又はDBA/SA 設備との必要な離隔距離	(新規制基準における独立性の定義※ <sup>2</sup> には位置的分散も含め得ると考えられるため、次期軽水炉の設計においては、位置的分散も独立性のひとつとして検討する)
耐震性	設計基準に対して機能確保	設計基準を一定程度超える地震に対して機能確保※ <sup>3</sup>	耐震性、耐津波性等の次期軽水炉における外部ハザードへの対応方針、及び容量に関しては、SA 設備、特重設備のみでなく、DBA 設備等にも関連するため、プラント全体として整理が必要
耐津波性	設計基準に対して機能確保	設計基準を一定程度超える津波に対して機能確保※ <sup>3</sup>	
容量	事故等の収束に十分な余裕のある容量	外部支援が得られるまでの期間使用できる容量	

※1：可搬型に対しては十分な容量を確保する手段として、複数セットを準備する要求あり

※2：新規制基準における「独立性」の定義：

2以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ分離することにより、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が損なわれないこと

※3：特重施設には、性質の異なる対策を講じること等により、設計基準を一定程度超える地震、津波に対して機能確保することが要求されている

表4.2-3で抽出された論点に対し、既設炉での対応も踏まえ、次期軽水炉での対応方針案を表4.2-4に整理した。

表 4.2-4 論点として抽出された技術要件への次期軽水炉の対応方針案

技術要件	既設炉での対応	次期軽水炉での対応方針案
多重性 /多様性	<ul style="list-style-type: none"> <li>同一の機能(CV 破損防止機能)を持ち、同一の性質または異なる性質を持つ複数の設備(DBA/SA 設備と特重施設)により多重性/多様性を確保する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同一の機能(CV 破損防止機能)を持ち、同一の性質または異なる性質を持つ複数の設備(DBA 設備と SA 設備)により多重性/多様性を確保することが可能</li> </ul>
独立性	<ul style="list-style-type: none"> <li>DBA/SA 設備と特重施設の物理的分離(専用の特重施設の設置)により、設備・機能の独立性を確保</li> <li>離隔距離による防護(位置的分散)を基本<sup>※1</sup>とし、既設本館建屋に配置されている DBA/SA 設備と特重施設の同時損傷を防止する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>同一の機能(CV 破損防止機能)を持つ複数の設備(DBA 設備と SA 設備)に対して物理的分離(独立した系統構成)等により、設備・機能の独立性を確保可能</li> <li>建屋頑健化による防護(物理障壁)が可能<sup>※2</sup>であり、また、建屋内の区画分離等により、同一の機能(CV 破損防止機能)を持つ複数の設備(DBA 設備と SA 設備)の同時損傷を防止することが可能</li> </ul>

※1:頑健性(物理障壁)による防護もあり得る

※2:サイトによって離隔距離による防護もあり得る

次期軽水炉では、上記の技術要件を満たすことで、共通の要因による安全機能の全喪失を防止することが可能となり、同一の機能(CV破損防止機能)を持つSA設備と特重施設を統合した設備構成とすることにより、最適化する余地が考えられる。

そこで、次期軽水炉でのAPCその他テロ対策における各技術要件への対応方針案を踏まえ、次期軽水炉の設計例を示す。

#### (1) 多重性/多様性に係る設計例

次期軽水炉においては、同一の機能(CV破損防止機能)を持ち、異なる性質を持つDBA設備とAPCその他テロに対する耐性を持つSA設備(CV破損防止)により多重性/多様性を確保することができる(図4.2-2の赤線部分)。

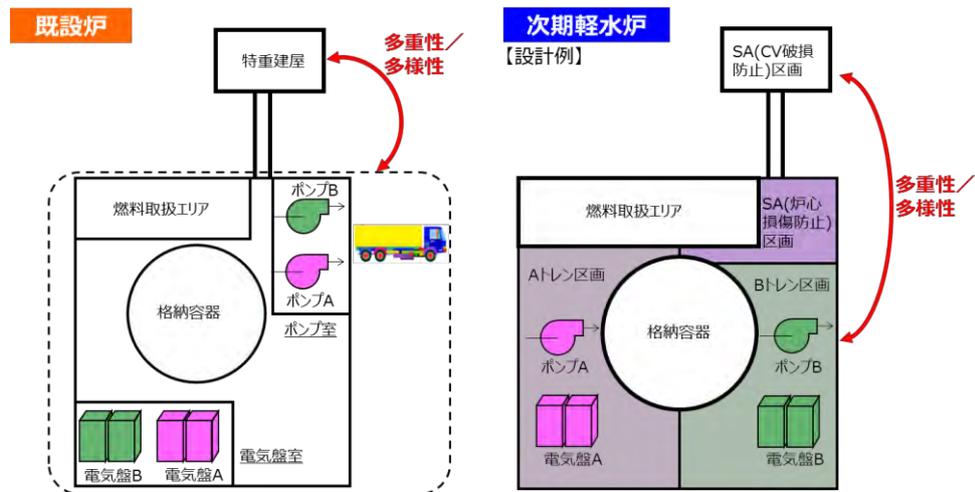


図 4.2-2 APC その他テロ対策における多重性/多様性要求に対する設計例

## (2) 独立性に係る設計例

次期軽水炉においては、建屋の頑健化または区画分離による防護(物理障壁)が可能であり、例えばDBA設備のトレン間、DBA設備とSA設備間の物理的分離(独立した系統構成に対し区画分離)を図ることで、APCその他テロに対してCV破損防止機能の同時喪失を防止し、独立性を確保することができる(図4.2-3の赤線部分)。なお、SA設備(CV破損防止)を建屋頑健化で防護するか離隔距離で防護するかは実機設計で選択可能である。

また、DBA設備のトレン間、DBA設備とSA設備間の物理的分離(独立した系統構成に対し区画分離)を図ることで、APCその他テロに対して炉心損傷防止機能も同時に喪失することは無く、既設炉よりも更なる安全性向上を図る余地がある(図4.2-3の水色線部分)。さらに、CV・燃料取扱エリア等のAPCその他テロ耐性を強化することで、物理障壁としては既設炉より優位となる。

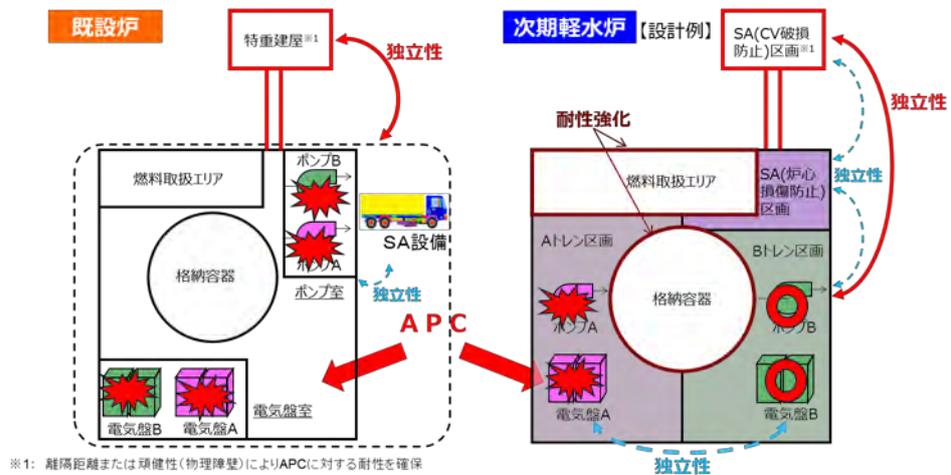


図 4.2-3 APC その他テロ対策における独立性要求に対する設計例

#### 4.2.6 APCその他テロ対策の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉のAPCその他テロ対策の取扱いについて検討した。

APCその他テロ対策の設計方針としては、建屋頑健化、または区画分離の徹底によるDBA/SA設備の防護性能と信頼性を向上させ、CV破損防止機能に対し、合理的にAPCその他テロに対する耐性を確保する。これにより、同一機能を持つ、SA設備(CV破損防止)と特重施設を統合した設備構成とする。

さらに、DBA設備のトレン間、DBA設備とSA設備間の独立性の強化により、同時に全ての炉心損傷防止機能を喪失することが回避できる可能性がある。

以上より、次期軽水炉として、APCその他テロ対策に対し、プラント全体として最適化を実現できる。

### 4.3 溶融炉心冷却対策の取扱いについて

#### 4.3.1 格納容器破損防止対策に係る論点整理

従来の規制基準に強化/新設される形で、新規規制基準に取り込まれたSA対策のうち、1F事故を再発させないために必要な機能要求のひとつは、CV破損防止対策であり、考慮する必要があるCV破損モードは図4.3-1の通りである。

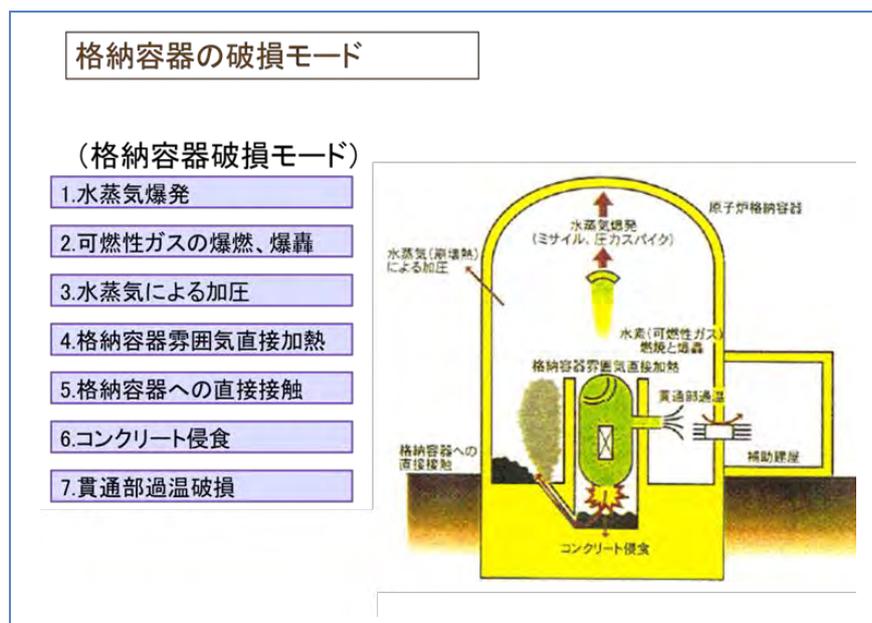


図4.3-1 SAにおけるCV破損モード

これらの破損モードについて、「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」〔原子力安全研究協会（平成11年7月）〕（以下、「原安協CVガイドライン」という）によればコンクリート浸食(MCCI)および水蒸気爆発に対して、新たな知見が得られた場合に評価条件などを見直すよう提言されており、この考え方に基づいてコンクリート浸食及び水蒸気爆発を物理現象の不確かさが大きい破損モードであると解釈した。

参考として原安協CVガイドラインで該当する記述を以下に引用する。

## 【原安協 CV ガイドラインの解説】

### 5.4.3 溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI) について

#### (c) 溶融炉心上面の水プールへの熱流束について

水プールへの熱流束は、溶融炉心上面の性状や水の浸入を阻害する安定クラストの形成状態に依存する。安定クラスト形成に関しては、実機条件では、熱応力やガス攪拌等によりクラストは不安定となり水の浸入を阻害するような強固な安定クラストは形成され難いと考えられる。したがって、溶融炉心上面の水プールへの熱伝達に関しては、安定クラストが形成されない場合の熱流束として SWISS 実験、MACE 実験等から得られた知見等に照らして  $0.5\text{MW/m}^2$  (大気圧条件) を採用することは適切と考えられる。なお、熱流束は圧力に応じて変化するため、圧力に応じた変化を適切に考慮する必要がある。

**なお、溶融炉心上面の水プールへの熱伝達や、熱伝達に影響する溶融炉心の性状に関し新たな知見が得られた場合には本条件を見直すこととする。**

#### (d) 原子炉压力容器下部の格納容器床上の溶融炉心の冷却性確保要求根拠について

格納容器床上の溶融炉心の冷却挙動に不確かさが大きいため、本要求では、溶融炉心を薄く広げ冷却性を向上させる観点から、一定以上の床面積を確保するという決定論的設計要求を与えている。評価条件に従い、溶融炉心から水プールへの除熱量(熱流束×表面積)が溶融炉心の崩壊熱を上回るような溶融炉心広がり床面積を得るために、溶融炉心は一樣に床上に広がり、溶融炉心から発生する崩壊熱は定格熱出力の 1%相当と仮定している。溶融炉心上面の水プールへの熱流束について、溶融炉心上面の粒子状デブリベッドの形成やクラストにクラックが生ずることにより溶融炉心内に水が浸入することを想定し、リファレンス熱流束として  $1\text{MW/m}^2$  とし、それに安全係数 2 をとった値である熱流束  $0.5\text{MW/m}^2$  を仮定した場合に、崩壊熱(定格熱出力の 1%相当と仮定する)が除熱できる床面積を  $0.02\text{m}^2/\text{MWt}$ (定格出力当たり)と算定し判断めやすとしている。これは、EPRI ALWR 設計要求と同様である。ここで、実効熱流束  $0.5\text{MW/m}^2$  の仮定は SWISS 実験、MACE 実験等から得られた知見等に照らしても適切と考えられる。なお、安定クラストが形成される場合には、熱流束は  $0.5\text{MW/m}^2$  以下となるとの実験的知見(MACE3B 等)もあるが、(c)に述べたように実機条件では、水の浸入を阻害するような強固な安定クラストは形成され難いと考えられる。

**なお、(c)と同様に溶融炉心から水プールへの除熱量や、除熱に影響する溶融炉心の性状に関し新たな知見が得られた場合には本条件を見直すこととする。**

## 【原安協 CV ガイドラインの解説】

### 5.4.5.2 原子炉圧力容器外 FCI について

#### (a) 原子炉圧力容器下部の格納容器床面の水の有無が及ぼす影響について

最近の研究によれば、以下のような水と溶融物の接触形態においては、急速な FCI が発生する可能性は小さいことが示されている。

- ①接触する水が飽和水の場合
- ②溶融物上に注水する場合
- ③水と二酸化ウラン溶融物が接触する場合

②については、日本原子力研究所が実施した ALPHA 実験や、(財)原子力発電技術機構が実施した COTELS 実験において、溶融物落下後に注水した場合、急速な FCI は観測されていないことから妥当と考えられる。この場合、FCI 時に放出される機械的エネルギーは極めて小さいことが、ALPHA 実験で確認されている。

③についても、水と二酸化ウラン溶融物を用いた実験として COTELS 実験や JRC-Ispra における FARO 実験及び KROTOS 実験が実施されており、急速な FCI は観測されていない。

また、大量の溶融炉心が落下するほど、FCI に寄与する溶融炉心の割合は低くなり、機械的エネルギー変換効率は 1% より小さいといわれている。

なお、以上の実験結果は実炉の評価にとって十分参考にはなるものの、**水蒸気爆発のメカニズムは完全には解明されていないことから、実炉体系への外挿には十分な注意が必要である。新たな知見が得られた場合には評価条件を見直すこととする。**

#### (b) アクシデントマネジメントによる FCI の可能性との関係について

- ・格納容器床面に予め注水しておくアクシデントマネジメントを採用していない場合

事故時に原子炉冷却材が原子炉圧力容器下部の格納容器床面に流入しない場合には、溶融炉心と接触する水が存在しないため、FCI の可能性はない。また、原子炉冷却材喪失(LOCA) 時においても、原子炉圧力容器下部の格納容器床面に蓄積する原子炉冷却材がほぼ飽和水であれば、飽和水は急速な FCI の発生を抑制することが知られており、その可能性は小さいと考えられる。

- ・格納容器床面に予め少量の水を注水しておくアクシデントマネジメントを採用している場合

原子炉圧力容器下部の格納容器床面に落下した溶融炉心が格納容器バウンダリに接触することを防止する目的で、ごく限られた量の水を注水しておくアクシデントマネジメントを採用している場合は、発生したボイドが水面からすぐに抜け、衝撃波は伝播しないと考えられるため、急速な FCI が発生する可能性は小さいと考えられる。

- ・格納容器床面の溶融炉心上に注水する場合

格納容器床面に溶融炉心が落下した後に、原子炉圧力容器下部の格納容器床面への注水を実施するアクシデントマネジメントを採用している場合は、上記(a)②のように急速な FCI が生じる可能性は小さいと考えられる。注水後に溶融炉心が遅れて落下することも考えられるが、注水した水は溶融炉心からの熱によりサブクール度が小さくなっておりほぼ飽和状態に近いと考えられるため、急速な FCI が発生する可能性は小さいと考えられる。

- ・格納容器床面に予め注水しておくアクシデントマネジメントを採用している場合

**溶融炉心-コンクリート相互作用の防止を促進する目的で原子炉圧力容器下部の格納容器床面に予め注水しておく場合には、原子炉圧力容器下部の格納容器床面に大量のサブクール水が存在することになる。この場合には念のため、原子炉圧力容器外 FCI による荷重を評価する。**

なお、既設炉の許認可※において、MCCIの進展防止の目的で原子炉压力容器下部のCV床面に予め注水しておく場合には、水張することでMCCIのリスクは十分に低減されており、さらにPRA評価を行った結果、水蒸気爆発の発生確率も低いことが確認されている。このことから、図4.3-1に示すいずれの破損モードについてもCV破損に至る確率は極めて低いと認識されている。

※(出典)原子力規制委員会 設置変更許可書(原規規発第1705242号) 添付 関西電力株式会社大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(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43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)(令和元年.5.15修正版)

しかしながら、次期軽水炉においてはこのような発生確率は低い但不確かさが大きい現象(MCCI及び水蒸気爆発によるCV破損)に対しても、設計上考慮することがCV破損防止の観点で重要であるとの考えから、これらのCV破損モードに共通する「熔融炉心冷却」について論点を抽出したうえで、次期軽水炉における熔融炉心冷却対策方針について検討した。

#### 4.3.2 溶融炉心冷却対策に係る論点整理

溶融炉心冷却対策に係る設備方式について、国内外の動向を調査し、次期軽水炉へ技術的に適用可能な選択肢として、IVR方式、ウェットキャビティ方式、及びドライキャビティ方式の3方式を抽出した。

溶融炉心冷却対策は、「炉内冷却」と「炉外冷却」に大別される。「炉内冷却」はRVの外側から冷やすIVR方式、「炉外冷却」はRV下部に予め注水しておく“ウェットキャビティ方式”と溶融炉心がRV下部に落下した後に冷却する“ドライキャビティ方式”に分類される。

国内では、速やかな溶融炉心冷却を指向するウェットキャビティ方式を採用し、既設炉の新規制基準適合性に係る審査で許可※を得ている。海外では、水蒸気爆発リスク低減の観点から、配置・設計を見直して新技術(コアキャッチャ)を導入するドライキャビティ方式や、炉内に溶融炉心を保持して冷却水との接触を回避できるIVR方式を採用しているプラントもある。

※ 【出典】原子力規制委員会 大飯発電所の発電用原子炉の設置変更(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)について(原規規発第1705242号) 及び同添付 関西電力株式会社大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(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43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)(令和元年.5.15修正版)

以上の設備方式の選択肢を踏まえ、MCCI及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさへの対応を論点とし、既設炉で採用されたウェットキャビティ方式に加え、ドライキャビティ方式やIVR方式を選択肢に含めて、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策の取扱いを検討した。

なお、現行の新規制基準では、溶融した炉心燃料等がRV内で冷却・保持されない場合を想定し、RV破損を前提として、CV下部への注水設備を設置することを要求している。よって、炉内に注水し、溶融炉心を炉内で保持するIVR方式については新規制基準の解釈に係る新たな議論が必要になるものと思われる。ドライキャビティ方式についてはRV外に溶出した溶融炉心を冷却するためのCV下部への注水手段を有しており現行の新規制基準の解釈に適合していると考えられるものの、既設炉で認可されているウェ

ットキャビティ方式とは原理が異なるため、何らかの確認は必要と思われる。

ここで、ウェットキャビティ方式における水蒸気爆発の懸念とドライキャビティ方式で原理的に水蒸気爆発のリスクを低減する方法について水蒸気爆発の発生メカニズムに沿って以下の通り補足する。

【水蒸気爆発の発生メカニズムの補足】

- 水蒸気爆発発生メカニズムとして、図4.3-2の4ステップを経ることが広く知られている。

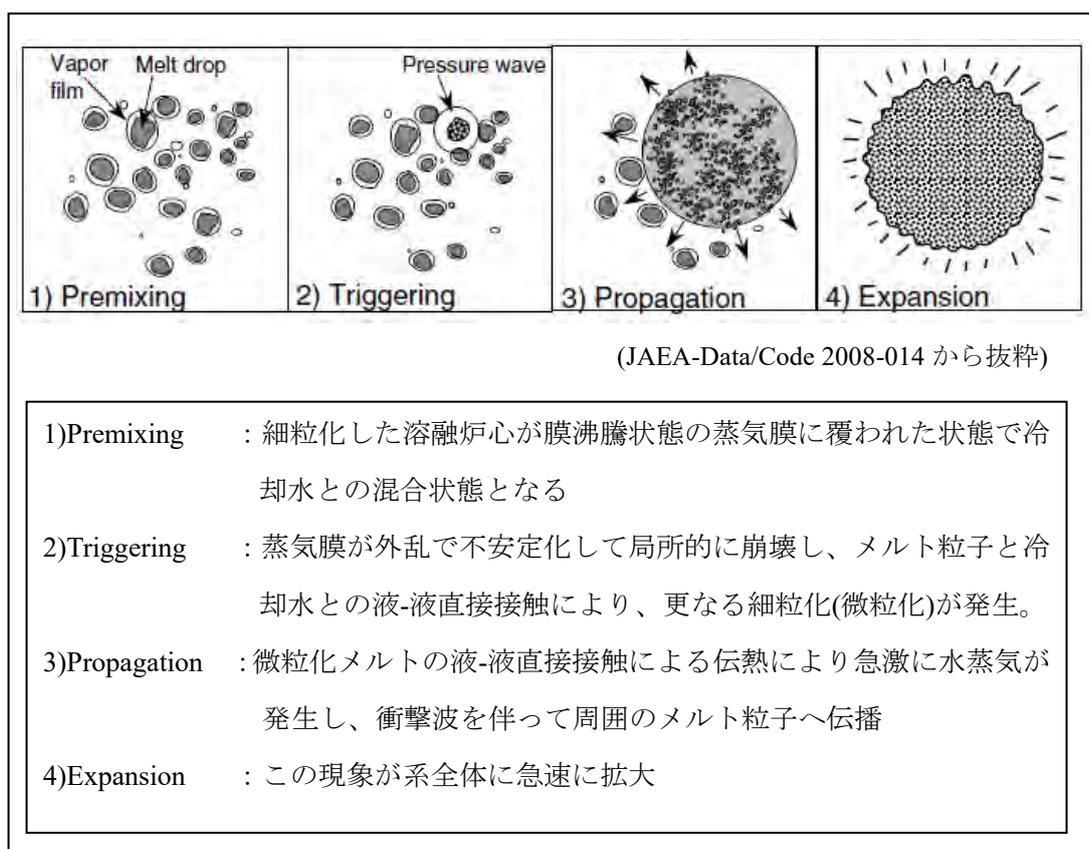


図4.3-2 水蒸気爆発のメカニズム

- 図4.3-2のPremixingは、熔融炉心が冷却水中を落下する過程のFCIにおいて発生する現象である。実機ではPremixingからTriggeringへ移行する可能性は低いとされているものの、ウェットキャビティ方式ではFCIによってPremixing現象が発生することから、水蒸気爆発に対する懸念の払拭が困難である。

- 一方、溶融炉心を冷却水中へ放出するのではなく、溶融炉心に冷却水を供給すれば、FCIによるPremixingの形成を大きく阻害することができる。ドライキャビティ方式は、これにより、原理的に爆発発生 of 懸念を大きく低減させることができる。

#### 4.3.3 溶融炉心冷却対策に係る海外要求の動向

初めに、参考として溶融炉心冷却対策に関する海外要求の動向を調査した。その結果、溶融炉心冷却方式に対する要求事項に関し、海外では、IAEA TECDOC-1791で水蒸気爆発に対するドライキャビティ方式への示唆があるものの、その他欧米の主な規制文書として溶融炉心の冷却についての具体的な設備設計(IVR方式、ウェットキャビティ方式、ドライキャビティ方式のいずれかを選択あるいは除外)を規定する要求は見当たらないことを確認した。以下、調査した海外要求を示す。

##### **IAEA :**

##### **IAEA TECDOC 1791**

- APPENDIX 4 Chapter 4 “LARGE STEAM EXPLOSION”において以下のように示唆
  - 格納容器バリアを損傷させるような水蒸気爆発を排除するために溶融炉心を水中に落とし込む事を避ける方法が好ましい

**NRC :**

**NRC SECY-93-087**

- 1章“SECY-90-016 Issues” H項“Core Debris Coolability”において以下を要求
  - デブリ拡散のためのキャビティ床スペースの確保
  - 冷却促進のためのキャビティ注水手段の設置
  - CVライナや構造物への保護(必要あれば)
  - 炉心-コンクリート反応による環境条件(圧力、温度) に対する CV の 24 時間の耐性と不確定性に対する余裕の確保

**WENRA :**

**“Reactor Safety Reference Levels”(January 2008)**

- Appendix F “Issue : Design Extension of Existing Reactors” 4.章“Protection of the containment against selected beyond design basis accidents”の 4.7 項において以下のよう  
に要求
  - 合理的に実施できる範囲で、溶融炉心による格納容器の劣化は、防止または緩和されるべき

**“Reactor Safety of new NPP designs”(March 2013)**

- Position 5: “Practical elimination”において水蒸気爆発などの格納機能を脅かす燃料溶融のシーケンス(Fuel melt sequences challenging the confinement) に対して以下  
のように要求
  - 格納容器機能の損傷が実質的に排除されることを示さなくてはならない

**フランス :**

**Decree No. 2007-534 “Decree Authorising the Creation of the “Flamanville 3”,  
Basic Nuclear Installation”(10 April 2007)**

- III 章“Basic safety functions”の III-3.3 節“Containment guaranteed by the buildings”に  
おいて以下のように要求
  - 格納容器基礎部の貫通を避けるため、原子炉からの溶融放射性物質を長時間にわたり回収冷却できる装置を設置すべき

英国：

**Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities (2014 Edition Revision 0)**

- FAULT ANALYSIS(FA)で以下を要求(パラグラフ 611)
  - SA 解析で PE を立証すべき
  
  - PE とする事象は、特に(溶融炉心の挙動のような) 物理現象への限定的な知見に基づく不確定性を考慮した個別の評価を実施すべき

#### 4.3.4 溶融炉心冷却方式の整理

海外の規制要求などの動向を調査し、国内外で許認可・採用実績のある溶融炉心冷却方式としてIVR方式、ウェットキャビティ方式、ドライキャビティ方式の3方式に対し、溶融炉心冷却に係る物理現象の不確かさへの対応を論点として、次期軽水炉の溶融炉心冷却対策の取扱いについて検討した。

3方式にはそれぞれ固有の特徴があり、プラント特性や構造に応じて様々な選択が可能である。よって、次期軽水炉の具体的な設計へ展開する際のガイドとなる設計方針や要考慮事項を偏りなく広い視点で確認する目的で、3方式それぞれにおける不確かさへの対処の仕方や想定されるリスク、設計上必要となる配慮事項など特徴を整理した。

(1) 炉内冷却(IVR方式)

RV破損前にキャビティを冠水させ、RVの外側から炉内の溶融炉心を冷却する方式であり、AP1000(米国等)、VVER440(ロシア・フィンランド)等で許認可実績がある。図4.3-3にIVR方式の概要を示す。

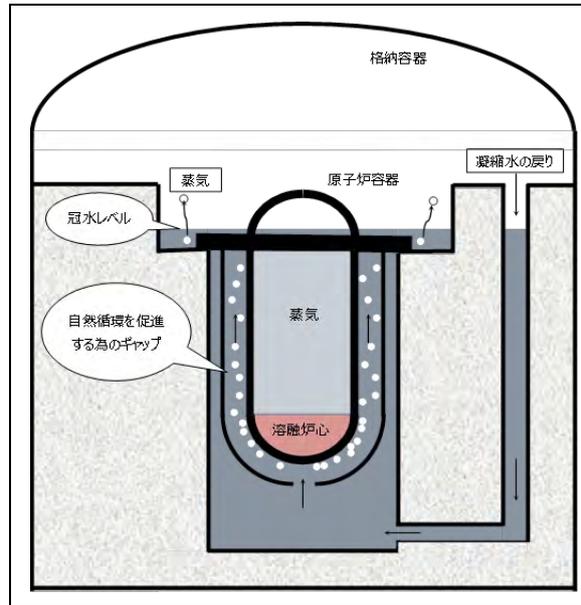


図4.3-3 IVR方式の概要

IVR方式はキャビティを冠水させるだけのシステムであり、注水手段がシンプルで、かつ注水の判断が容易との特徴がある。RV内で溶融炉心を保持、冷却することでMCCIは回避可能であり、また、炉外での水蒸気爆発も回避可能となる。

また、RV破損前にRVを冠水させる必要があることから、相対的に早期の原子炉下部キャビティへの注水が必要だが、多様な手段で注水できる。

一方で、RV内の溶融炉心の状態(自然対流/成層化)、RVからの除熱性能(限界熱流束制限、対流冷却)等、IVR成立性に係る物理現象の不確かさが大きいこと(特に炉出力の増加に伴って成立が困難となる)が指摘<sup>※</sup>されている。

※ 【出典】 T. G. Theofanous, et al., In-Vessel Coolability and Retention of A Core Melt, DOE/ID-10460, 1996、  
IRSN, Considerations Concerning the Strategy of Corium Retention in the Reactor Vessel, 2015

なお、炉外に溶融炉心が放出された場合は、ウェットキャビティ冷却方式と同様の状態となる。

## (2) 炉外冷却(ウェットキャビティ方式)

RV破損前にキャビティを冠水させ、冷却水中に溶融炉心を放出することによって冷却する方式であり、既設PWR(各国)、APR1400(韓国・米国等)等で許認可実績がある。図4.3-4にウェットキャビティ方式の概要を示す。

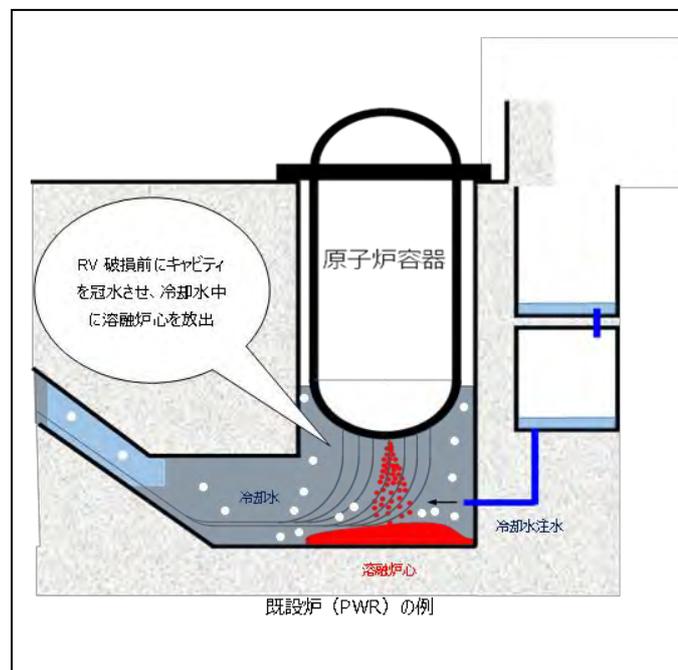


図4.3-4 ウェットキャビティ方式の概要

ウェットキャビティ方式は、キャビティを冠水させるだけのシステムであり、注水手段がシンプルで、かつ、注水の判断が容易との特徴がある。

既設炉の新規制基準適合性に係る審査においては、著しいMCCIには至らず、対策の有効性を確認されている。なお、溶融炉心を冷却水中に放出することから、水蒸気爆発の懸念が完全には排除できないが、既設炉の新規制基準適合性に係る審査では外部トリガー(起爆事象)がない、冷却水のサブクール度が小さい、溶融炉心の過熱度が小さいとの実機での条件であれば爆発発生の可能性は極めて小さいと結論<sup>\*</sup>付けられている。

※ 【出典】大飯 3,4 号機 設置許可変更申請書 補足説明資料:添付資料 3.3.1  
炉外溶融燃料－冷却材相互作用の評価について

また、原子炉下部キャビティへの早期注水が必要となるが、多様な手段で注水でき、既設炉に広く採用される。なお、注水手段がシンプルであることから適切な水深となるよう確認が必要である。

【補足】既設炉の新規制基準適合性に係る審査では、溶融物の冷却性と水蒸気爆発の影響を踏まえたキャビティ水深の制御・監視が論点となっている。

なお、水蒸気爆発の発生によってCV構造への影響が懸念される場合、必要に応じて適切な対策を講じる。

【補足】ウェットキャビティ方式では水蒸気爆発の発生の懸念を原理的には払拭できないものの、実機においてCV健全性への脅威となるような水蒸気爆発発生の可能性は極めて小さく無視できる。すなわち、溶融炉心の過熱度、冷却水のサブクール度等を考慮し、考えられる水蒸気爆発によるCV機能への影響について懸念される場合は、構造評価を行い健全性が維持されるよう適切な対策を行うことが必要との考え方とした。

### (3) 炉外冷却(ドライキャビティ方式)

溶融炉心をドライ状態にあるキャビティに拡散した後に、冷却水を供給して溶融炉心を冷却する方式であり、EPR(欧州等)、VVER1000(ロシア等)等で認可実績がある。図 4.3-5 にドライキャビティ方式の概要を示す。

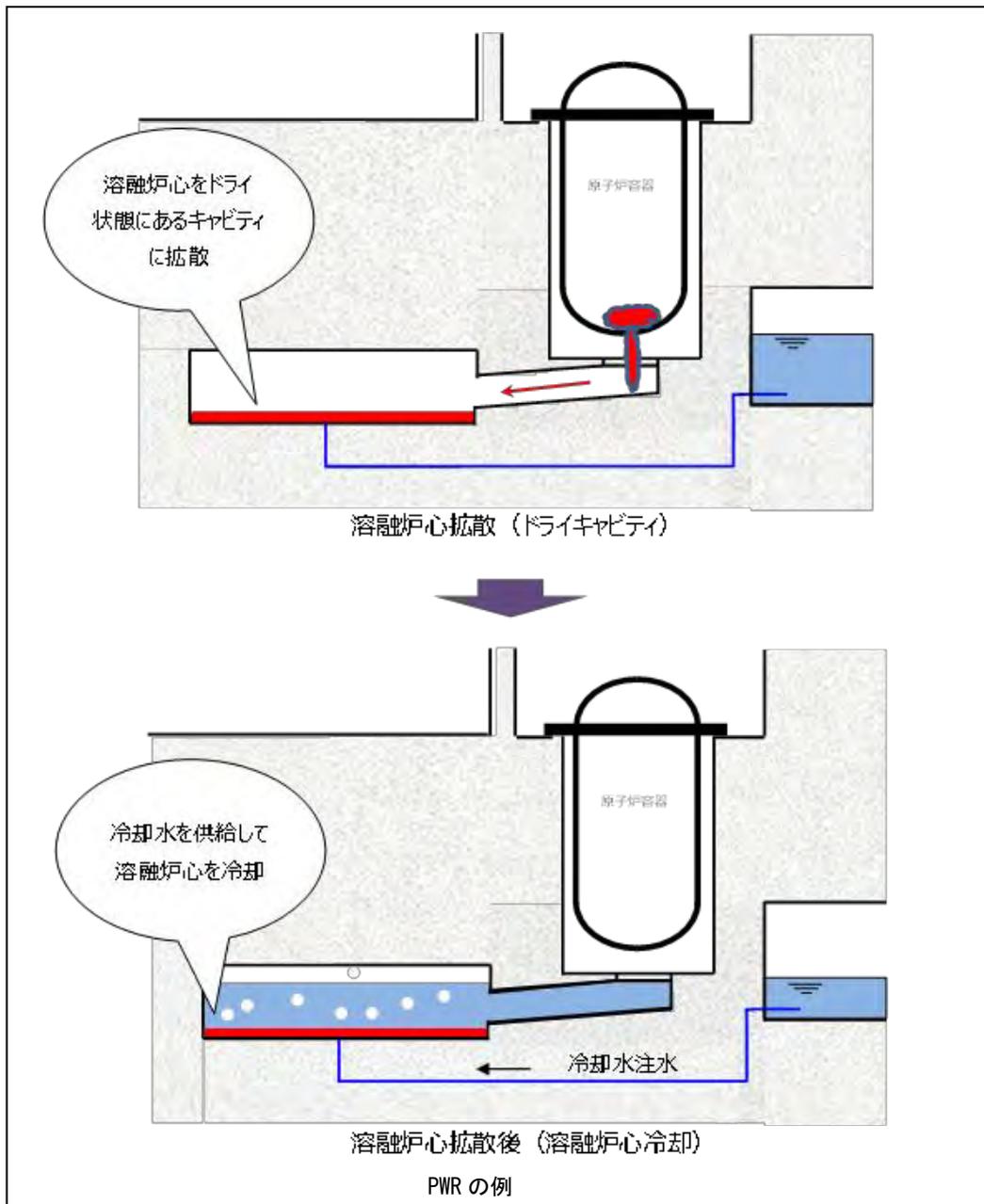


図 4.3-5 ドライキャビティ方式の概要

ドライキャビティ方式は専用設備(コアキャッチャ)を RV 下方に設置する溶融炉心冷却対策であり、コアキャッチャに溶融炉心を拡散して冷却することから、溶融炉心冷却に係る不確かさを低減し、CV 内部コンクリートの MCCI は発生させず、また溶融炉心を水中に放出しないため、炉外での水蒸気爆発の発生リスクを大きく抑制できるとの特徴がある。

RV 破損前に溶融炉心を冷却するための早期の水張が不要であり、かつ、溶融炉心を拡げることで冷却性の向上が可能である。

一方で、炉心溶融物の安定化(溶融炉心と犠牲材コンクリートの混合)、拡がり挙動、冷却水供給後の伝熱等、設備性能に係る基礎的な物理挙動に不確かさが存在する。なお、設計の成立性は海外炉で検証されている。

溶融炉心拡散前のドライキャビティの維持、溶融炉心拡散後の冷却と溶融炉心冷却プロセスが相対的に複雑である。但し、新設炉では設計段階から考慮することでパンプ技術の採用等により運転員負担を軽減し、信頼性の高い注水システムの設計が可能であり、海外炉に採用されている。また、ドライキャビティ維持のために、RV 内及び CV への注水操作を排除するものではなく、深層防護の前段の炉心冷却の維持のための冷却水の注入や、CV 環境条件緩和のための CV スpray 注入を可能とするよう設計段階から考慮する。

【補足】本 WG では深層防護の観点で前段の炉心冷却維持のための冷却水注入と炉心溶融による RV 貫通後のドライ条件の確保の連続性について留意すべきとの議論があった。

また、溶融炉心冠水前の溶融炉心から核分裂生成物(FP)の CV 内への放出があるが、例えば、CV スpray 作動によるスクラビング等によって CV 内の FP 浮遊量を低減する設計上の対応は可能である。

#### (4) 溶融炉心冷却方式の整理結果

これらの溶融炉心冷却方式の特徴を踏まえ、次期軽水炉の具体的な設計へ展開する際にプラント特性や構造に応じて溶融炉心冷却方式を選定するガイドラインとして、各方式のリスクや実装における設計上の配慮などを整理した。整理した結果を表4.3-1に示す

表 4.3-1 炉内冷却(IVR 方式)、炉外冷却(ウェットキャビティ方式/ドライキャビティ方式)の特徴比較

	炉内冷却(IVR 方式)	炉外冷却(ウェットキャビティ方式)	炉外冷却(ドライキャビティ方式)
設計方針	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉内での冷却</li> <li>バウンダリ(RV)維持を重視</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉外での冷却</li> <li>早期の冷却を重視</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉外での冷却</li> <li>CV 脅威となる MCCI 発生防止を重視</li> <li>炉外での水蒸気爆発リスク低減にも配慮</li> </ul>
設計原理	熔融炉心放出前にキャビティへ注水 RV 外壁から熔融炉心冷却	熔融炉心放出前にキャビティへ注水 RV 外キャビティ水中で熔融炉心冷却	熔融炉心をドライ状態で拡散させて冷却拡散した熔融炉心に注水
物理現象の不確かさへの対応	<b>MCCI</b> : RV 内に熔融炉心を保持することで、 <b>MCCI</b> を回避 <b>水蒸気爆発</b> : RV 内に熔融炉心を保持することで、 <b>炉外での水蒸気爆発は原理的に回避</b> <sup>※</sup>	<b>MCCI</b> : 熔融炉心をウェットキャビティに水没させることで、 <b>MCCI</b> を回避 <b>水蒸気爆発</b> : 実機条件での水蒸気爆発による CV 破損の可能性が極めて小さいことを確認することで、 <b>水蒸気爆発を確率的に回避</b>	<b>MCCI</b> : 熔融炉心を専用設備に拡散させ注水冷却することで、 <b>MCCI</b> を回避 <b>水蒸気爆発</b> : <b>炉外での水蒸気爆発について原理的に不確かさを大きく低減させることで、その発生を回避</b> <sup>※</sup>
設計の特徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>シンプルなシステム(注水方法、注水タイミング)</li> <li>多様な手段で注水可能</li> <li>炉内に熔融炉心を保持</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>シンプルなシステム(注水方法、注水タイミング)</li> <li>多様な手段で注水可能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>熔融炉心を上げることで冷却性の向上</li> <li>相対的に複雑なシステム(熔融炉心を一旦ドライ状態で維持し拡散後に注水)</li> </ul>
リスク	<ul style="list-style-type: none"> <li><b>IVR 成立性(炉出力が大きい場合、相対的に不確かさの影響が大きく、炉外への放出の懸念がある)</b></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li><b>水蒸気爆発の影響(水蒸気爆発の確率は極めて小さいものの、爆発の不確かさにより、CV 健全性への懸念がある)</b></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li><b>熔融炉心の冷却性能(熔融炉心の安定化の不確かさ、システムの複雑化により、冷却性能の確保に懸念がある)</b></li> </ul>
実装における設計上の配慮	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉出力に応じた、炉内構造物・RV 壁伝熱性、注水・除熱促進の構造の確認</li> <li>IVR 不成立の場合は、ウェットキャビティ方式移行の成立性の確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>次期軽水炉としての水蒸気爆発による CV 破損の確率が既設同様十分低いことの確認</li> <li>注水方法の信頼性(流路・設備の多様化)</li> <li>適切な水深の考慮が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>熔融炉心の安定化の検証(犠牲材コンクリートとの混合など、成立性は海外新型炉で検証済み)</li> <li>注水方法の信頼性(流路の確保、注水のタイミングをパッシブ化することによる運転員負担の軽減)</li> </ul>
許認可実績	<ul style="list-style-type: none"> <li>AP1000(米国等)</li> <li>VVER440(ロシア・フィンランド)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>従来型 PWR(各国)</li> <li>APR1400(韓国・米国等)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>EPR(欧州等)</li> <li>VVER1000(ロシア等)</li> </ul>

※：炉内での水蒸気爆発については、確率的に排除している

#### 4.3.5 溶融炉心冷却対策のまとめ

MCCI及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさへの対応を論点とし、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策の取扱いについて議論を整理し、次期軽水炉の設計方針をまとめた。

結論としては、1F事故の教訓は設計想定外の事象への備えであり、不確かさへの備えは重要であること、さらに新設炉では設計段階からCV内の構造、系統構成等の工夫など柔軟に取り込むことが可能であることから、次期軽水炉では発生頻度は低い但不確かさが大きい現象(CV破損に至るMCCI及び水蒸気爆発)に対しても、発生防止と、発生した場合の影響低減の観点から、炉心溶融時のCV破損を防止できる設計とする。

その場合、溶融炉心冷却方式としてはIVR方式、ウェットキャビティ方式、ドライキャビティ方式いずれもMCCI、水蒸気爆発の不確かさへの備えの観点では有効であるが、溶融炉心冷却方式の各方式にはそれぞれに固有の不確かさや特徴があり、方式の選択に当たってはプラント特性・構造に応じて、個々の物理現象の不確かさの低減度合い、各方式のリスクを考慮しつつ、深層防護の実装の観点でバランスのよい防護性能となるように対策システムを設計することが重要である。

なお、実設計における次期軽水炉の溶融炉心冷却対策については、各方式の国内プラントへの適用性に対し、システムの有効性を検証していくことが今後の課題である。

#### 4.4 抽出された論点に対する次期軽水炉の設計方針のまとめ

3章で抽出された3つの論点に対して、海外の規制・設計動向も踏まえ、次期軽水炉として取り得る選択肢について4.2節：「恒設/可搬型SA設備の取り扱いについて」、4.3節：「APCその他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取り扱いについて」、4.4節：「溶融炉心冷却対策について」にて議論した結果を本節でまとめる。

新設炉は設計段階から想定を超える事象への対策を柔軟に取込むことが可能であり、様々な選択肢が考えられることから、最適化の余地がある安全対策に対して次期軽水炉のより安全でより合理的な対応例を検討し、設計方針を取りまとめた。取りまとめた設計方針を表4.4-1に示す。

表4.4-1 抽出された論点に対する次期軽水炉の設計方針

論点	設計方針
恒設/可搬型SA設備の取り扱い	SA対策は、設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで <u>恒設設備を基本とした対応</u> を主とし、かつ <u>柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせる</u>
APCその他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取り扱い	建屋頑健化、または区画分離の徹底により、 <u>同一の機能を持つ、SA設備(CV破損防止)と特重施設を統合</u> した設備構成とする
溶融炉心冷却対策	<u>発生確率は低い但不確かさが大きい現象(CV破損に至るMCCI及び水蒸気爆発)に対しても、影響の大きな現象の発生防止と、発生した場合の影響低減の観点から、炉心溶融時のCV破損を防止</u> できる設計とする

これらの抽出された3つの論点に対して取りまとめた設計方針に加え、次期軽水炉として内的事象、外的事象に対して裕度の更なる向上や頑健化で対応できる項目も含め、次期軽水炉の設計方針の全体像を整理し、深層防護の実装の考え方に照らして適切であるかについて5章にて評価・検討する。

## 5. 次期軽水炉における深層防護の実装について

### 5.1 深層防護を議論するための前提条件

#### 5.1.1 深層防護の実装の方針

深層防護の実装については、一般財団法人日本原子力学会 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 別冊2 深層防護の実装の考え方」[AESJ-SC-TR005(ANX2):2015]にて考え方が示されている。その考え方では深層防護とは「不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体としてできるだけ防護の信頼性を向上させる概念」であり、深層防護の概念を実装するにあたり、以下の方針を用いることとしている。

- (1) 原子力安全の目的を達成するために貢献できる複数の防護の目的(防護レベル、護るべきもの)を設定する。
- (2) 防護レベルの目的を達成するため、各防護レベルを突破されないための防止策と、防護レベルを突破された時の緩和策を設定する。
- (3) 異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、「広義の独立性」を有するように設定する。

この考え方に対して魅力的な軽水炉調査専門委員会報告書で解説されている深層防護の実装例を図 5.1-1 に示す。

性能要求		事故の発生防止	炉心に閉じ込め	原子炉容器に閉じ込め	格納容器内に閉じ込め	サイト内に閉じ込め
防止		異常発生を防止	DBAを防止	重大事故を防止	格納容器損傷を防止	放射性物質放出を防止
緩和		異常の段階で検知・収束	工学的安全施設で収束	格納容器に閉じ込めて収束	放射性物質放出を管理	敷地外緊急対応
有効性評価		原子炉計装 原子炉保護	設計基準事象 発生頻度と影響度	レベル1 PRA 炉心損傷シナリオ	レベル2 PRA ソースターム CV破損シナリオ	レベル3 PRA 放射性物質 放出シナリオ
性能目標		設備の信頼度目標	工学的安全系の信頼度目標	炉心冷却形状維持の信頼度目標 10 <sup>-4</sup> /炉年	格納容器の信頼度目標 10 <sup>-5</sup> /炉年	放出管理の信頼度目標Cs <sup>137</sup> 100TBq 10 <sup>-6</sup> /年

図 4.2.2. 深層防護の実装例<sup>[13]</sup>

図 5.1-1 深層防護の実装例

[魅力的な軽水炉調査専門委員会 報告書(平成 29 年 3 月)より抜粋]

なお、この方針の中で示されている「広義の独立性」については、魅力的な軽水炉調査専門員会報告書の中で以下の通り議論されている。

(3) 防護レベル(防護レベル間の防止策及び緩和策の有効性)の独立性の考慮

(a) 各防護レベルの有効性が独立(The independent effectiveness of the different levels of defence)であるということと、安全設計における多重性又は多様性及び独立性との関係

- 日本原子力学会の技術レポートでは、「多重性は、安全設計において、ランダム故障に対するある防護レベルの信頼性を高めるための手段であり、多様性は共通の環境要因に対して防護レベルの信頼性を高めるための手段である。そして独立性は、物理的分離等により共通要因に対する防護レベルの信頼性を高める手段である。このうち多重性については、系統・機器の信頼性を十分に確保した上で設計上の最悪の故障を1つ考える(単一故障基準を採用する)ことにより、その適切性が確認される」としている。
- すなわち、多重性又は多様性及び独立性はある深層防護レベルの信頼性を向上させるための方策であり、各防護レベルの有効性が独立(independent)であること(広義の独立性)とは異なる。
- 広義の独立性とは、すなわち、「深層防護レベルが突破されるのを防止する手段の有効性が“independent”であること」と考えられる。

(b) 異なる防護レベル間の防止策及び緩和策の有効性の独立性の確保

- 異なる防護レベル間の防止策及び緩和策の有効性の独立性、すなわち、広義の独立性をいかに確保するかが課題である。
- 現時点では、PRAなどの手法によりリスクの低減度合を見ることで、広義の独立性を確保するための手段の有効性を評価し、より効果的な手段を実装することが唯一の手段だと考えられる。

また、一般財団法人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 別冊 深層防護の考え方」[AESJ-SC-TR005(ANX):2013]において、防護策の考え方について、「防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である」とされている。

次期軽水炉においては、これら魅力的な軽水炉調査専門委員会及び原子力学会標準委員会にて示されている深層防護の実装の方針に従って、より安全でより合理的な設計方針とはどうあるべきかを検討した。

### **5.1.2 深層防護に関する海外要求の動向**

魅力的な軽水炉調査専門委員会及び原子力学会標準委員会にて示されている深層防護の実装の方針に従って深層防護を議論する前提条件を整理するに当たり、参考として関連する海外の解釈や要求事項について NRC、IAEA、WENRA での考え方を代表例として以下に示す。

**NRC :**

- NRC Glossary “Defense in Depth”(Reviewed/Updated Thursday, March 21, 2019)において深層防護は放射能や有害物質の放出に繋がる事故の発生防止と緩和のため、人的/機械的な失敗に対して多重で独立な複数の防護レベル(layers)を設ける事が重要と定義されている。
- NUREG KM-0009 “Historical Review and Observations of Defense-in-Depth” (published in April 2016)で深層防護に関する NRC の議論を総括。複数の関連する論文では微妙に定義が異なるが総じて以下の3つの防護ライン(three lines of defense) が深層防護のレベルの区分として議論されている。
  - レベル 1 : 事故の発生防止
  - レベル 2 : 万一事故が起こった場合の緩和
  - レベル 3 : 放射能放出が発生した場合の公衆の健康被害を最小とする緊急時対策
- レベル間の独立性等の深層防護を適用する具体的な指針は明確に規定されていないもののリスクを定量化し、対応の有効性を示すことなどが提言されている。(NUREG KM-0009 セクション 9.2.5 “Criteria Determining Defense-in-depth Adequacy”)
- SECY-93-087 “POLICY, TECHNICAL, AND LICENSING ISSUES PERTAINING TO EVOLUTIONARY AND ADVANCED LIGHT-WATER REACTOR (ALWR) DESIGNS”(April 2, 1993) のI章 L.項の“Equipment Survivability”において SA 対応設備には 10 CFR 50 Appendix A で課せられているような多重性/多様性は要求しないと見解が示されている。

**IAEA :**

- TECDOC-1791 “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants” (printed in May 2016) セクション 4.3 において深層防護へのアプローチについて 5 つの区分(Level 3、4 の細区分の違いにより 2 種のアプローチ) が示されている(\*)。

(\*):[https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1791\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1791_web.pdf)

- SSR 2\_1 Rev.1 “Safety of Nuclear Power Plants : Design”( printed in February 2016) Requirement 7 で深層防護を設計に考慮することが要求されている。また、深層防護のレベルには実用上可能な範囲で独立性を有することを要求されている(“ . . . shall be independent as far as practicable”)
- TECDOC-1791 セクション 8.4 に DEC に対しては単一故障基準に準拠するための多重性の必要は無い(機能としての信頼性が適切に達成されていれば良い)と解説あり。

**WENRA :**

- “Report Safety of new NPP designs” study by Reactor Harmonization Working Group RHWG, March 2013 セクション 03.1 “Position 1 : Defence -in- Depth approach for new nuclear plants”において深層防護へのアプローチについて5つの区分が示されている(\*)。

(\*):[http://www.wenra.org/media/filer\\_public/2013/08/23/rhwg\\_safety\\_of\\_new\\_npp\\_designs.pdf](http://www.wenra.org/media/filer_public/2013/08/23/rhwg_safety_of_new_npp_designs.pdf)

- レベル 3.b への注記(2)として確率論的な視点に基づく **graded approach** に従い、妥当性を示すことが可能であるならば現実的な評価方法、レベル 3.a より緩和されたルールの適用を可能とするとの解説あり。
- 同レポートのセクション 03.2 “Position 2 : Independence of the levels of Defence -in- Depth” において実質的に可能な範囲でレベル間の独立性を強化する(**independence to the extent reasonably practicable between different levels of DiD**) との方針が示されている。

以上の通り NRC、IAEA および WENRA における深層防護の基本的な考え方をまとめると、それぞれで防護区分の考え方に相違はあるものの共通して深層防護を考慮することを要求している。また、全てのレベル間で独立性は必須ではなく、実用可能な範囲で深層防護の有効性を示すことが要件とされており、設計基準事故(DBA)を超えた設計拡張状態(DEC)に対しては現実的な想定を許容し、DBA に対する評価方法や適用基準より緩和する考え方を採用している。このことから、いずれも設計として深層防護を考慮して合理的に安全性を向上することを要求していると解釈できる。

### 5.1.3 深層防護レベルの設定について

次期軽水炉のより安全でより合理的な設計方針はどうあるべきかを検討するため、次期軽水炉で適用する深層防護の防護レベルを検討した。

日本原子力学会の技術レポートによると、深層防護の防護レベルの設定については、「望ましくない状態を原子炉の状態の観点とするのか、公衆と環境への影響の観点とするのか、規制に使うために設計基準の観点にするのか、等によって複数の防護レベルの定め方は多様である。従って、防護レベルの数がいくつかというのは本質の問題ではなく、ハザードの質と規模、防護に係る不確かさ或いは知見の程度に応じて、深層防護を適切に実装することが重要である」とされている。

そこで、深層防護の防護レベルの設定については、深層防護の考え方は様々な機関から提唱されているものの、どの防護レベルの設定が適切であるかは本質ではないことから、本 WG では一例として IAEA が提唱する深層防護の戦略に基づき、次期軽水炉における深層防護の実装について検討した。

なお、IAEA が提唱する深層防護レベルには、アプローチ 1 とアプローチ 2 がある。IAEA のアプローチ 1(WENRA の区分と同様)では、炉心損傷防止をレベル 3、CV 破損防止をレベル 4 としている。IAEA のアプローチ 2 では DBA をレベル 3、DEC をレベル 4 としている。

次期軽水炉の深層防護のレベルについては新規制基準の条文(第二章が設計基準対象施設、第三章が重大事故等対処施設)に考え方が近い IAEA(アプローチ 2)を適用するものとした。表 5.1-1 に次期軽水炉に対して設定する深層防護の実装のアプローチを示す。

表 5.1-1 次期軽水炉に対して設定する深層防護の実装のアプローチ

深層防護レベル	深層防護の目的	必須の設計手段	必須の操作手段
レベル 1	異常運転および故障発生防止	監視・制御システムを含む通常の運用システムの保守的な設計と、高い品質	運用ルールと通常の運用手順
レベル 2	異常状態の制御 故障の検知	制御・保護システム及びその他の監視機能	異常時の操作手順/緊急時の操作手順
レベル 3	DBA の制御	安全系機能(安全システム)	緊急時の操作手順
レベル 4a	炉心溶融を回避するための DEC の制御	炉心溶融を伴わない DEC に対処するための安全系機能	緊急時の操作手順
レベル 4b	SA の影響を緩和するための DEC の制御	炉心溶融を伴う DEC に対処するための安全系機能 テクニカルサポートセンター	補完的な緊急時の作業手順/重大事故管理のガイドライン
レベル 5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和	サイト内外の緊急対応施設	サイト内外の緊急計画

なお、レベル5の対応に関し、サイト外の対応については避難・誘導などの防災計画が主のため、次期軽水炉の設計に関する本WGの議論の対象外とした。しかしながら、放水砲等のレベル5対応のためのサイト内設備として計画される対策については議論の対象に含め、次期軽水炉の設計方針として深層防護の実装はどうあるべきかを検討した。

#### 5.1.4 深層防護の実装における留意事項

5.1.1節で述べた学会調査専門委員会及び原子力学会標準委員会で示されている深層防護の実装の方針を、次期軽水炉の設計に展開する上で具体的にどのような設計上の留意をしていくこととするかについてWGで議論した。議論の結果まとめられた次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項を表5.1-2に示す。

表 5.1-2 次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項

技術要件	次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項
冗長性 (多重性 多様性 独立性)	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 防護レベルに関係なく、同一の機能を持つ複数の設備が、同時に機能を喪失しない設計とする</li> </ul>
防護レベル間の独立性	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ <u>広義の独立性を各深層防護レベル間に確保</u></li> <li>✓ あるレベルの防護策に負担が集中しないよう、<u>各レベルの防護策をバランス良く講じる</u></li> </ul>
外部ハザードへの耐性	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 設計段階から計画することにより、想定する外部ハザードに対して十分な耐性を確保(津波に対し、敷地かさ上げによるドライサイト化など)</li> <li>✓ 外部ハザードの想定における不確かさへの対処として以下の設計を実施することで、既設炉に比べて信頼性を向上               <ul style="list-style-type: none"> <li>• 設計基準事故対処設備を含めて多様性を確保</li> <li>• 可搬型設備等の整備(設備面/運用面を含む対応)</li> </ul> </li> </ul>
不確かさへの備え	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 外部ハザードだけでなく、事故シナリオの不確かさへの備えとして可搬型設備等(設備面/運用面を含む対応)を事象緩和に活用</li> <li>✓ 可搬型設備の共用化による運用性向上を図る</li> <li>✓ 物理現象の不確かさに対しても対処する</li> </ul>

学会調査専門委員会でまとめた「異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、“広義の独立性”を有するように設定」という方針と、原子力学会標準委員会で示された「防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しない」という方針を具体化するために、表5.1-2にまとめた留意事項も考慮において次期軽水炉の対応方針を検討した。以降にその結果を示す。

## 5.2 次期軽水炉の深層防護の実装における論点

4 章から導かれた結論を基に、既設炉における深層防護の実装と設備対応例について整理し、次期軽水炉の深層防護の実装を検討するための論点を抽出した。

1F 事故の教訓を反映した新規規制基準を踏まえた既設炉の深層防護の実装例を表 5.2-1 に示す。

表 5.2-1 既設炉における深層防護の実装例

深層防護の目的*	防止策(例)	緩和策(例)
異常・故障発生防止	外部ハザード由来のリスクの低い立地の選定	安全余裕を含む適切な設計
事故への拡大防止	異常発生防止	異常の段階で検知・収束
著しい炉心損傷防止 (設計基準事故+安全機能維持(単一故障を仮定))	DBA 基準逸脱防止	工学的安全施設による事故の収束
著しい炉心損傷防止 (設計基準に基づく安全機能喪失(多重故障))	重大事故防止	格納容器内において事故を収束
大規模な放出防止 格納容器破損防止	格納容器破損防止	放射性物質の放出を抑制
放出抑制・拡散緩和 人的被害防止、環境回復	放射性物質の大規模放出を防止	敷地外緊急対応

※ 旧原子力安全・保安院「発電用軽水炉型原子力施設におけるシビアアクシデント対策の基本的考え方について(現時点での検討状況)」平成 24 年 8 月 27 日 にて示される深層防護の目的より引用

深層防護の各レベルに対する既設炉での設備対応の例と、4 章から導かれた結論を基に抽出される論点を図 5.2-2 に示す。

深層防護の目的	既設炉における設備対応の例	論点
異常・故障発生防止	発生防止系設備	内の事象、外的事象、APC その他テロへの対応の観点で、既設炉より強化する余地がある。
事故への拡大防止	恒設の設計基準対象施設 ×複数系列	
著しい炉心損傷防止 (設計基準事故+安全機能維持 (単一故障を仮定))	<b>SA 設備</b> 	以下の点で新設炉では信頼性向上の余地がある。 ・ 主に可搬型設備を用いた対応となっており、作業員負担が大きく、人的リスクが大きい
著しい炉心損傷防止 (設計基準に基づく安全機能喪失 (多重故障))		上記と同じく、既設炉においては主に可搬型設備を用いた対応としている点に対して、新設炉では信頼性向上の余地がある。
大規模な放出防止 格納容器破損防止		SA設備に加えて、特重施設も同じ格納容器破損防止を目的に設置しており、同目的に対して重点が置かれた対策となっていることから、最適化の余地がある。
放出抑制・拡散緩和 人的被害防止、環境回復		可搬型の放水砲等を配備しているものの、大規模放出に備えた格納容器への放水などに用途が限られた設備であり、訓練等の運用性の面で信頼性向上の余地がある

図 5.2-2 深層防護の各レベルに対する既設炉での設備対応の例と抽出された論点

深層防護の各レベルに対する既設炉での設備対応の例から次期軽水炉の深層防護の実装を検討するための論点を検討した。

異常・故障発生防止、事故への拡大防止、著しい炉心損傷防止(DBA+安全機能維持(単一故障を仮定))への対応は、次期軽水炉として設計段階から考慮することで内の事象、外的事象、APC その他テロへの耐性を向上させて既設炉より強化する。

その上で、設計基準を超えた領域で著しい炉心損傷防止(設計基準に基づく安全機能喪失(多重故障))、大規模な放出防止/CV 破損防止、放出抑制・拡散緩和/人的被害防止、環境回復の観点で 4.2 節にて論じた「恒設/可搬型 SA 設備の取扱いについて」、4.3 節にて論じた「APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて」の設計方針も踏まえ次期軽水炉の安全性向上の全体として最適化の余地がある。それゆえ、この次期軽水炉の安全性向上の全体として最適化を図るための深層防護の適切な実装を論点とした。

### 5.3 深層防護の適切な実装

次期軽水炉として設計段階から柔軟に考慮することでより安全でより合理的な対策が可能であるという特性を活かし、1F 事故の教訓を踏まえ、地震・津波などの外部ハザードへの対応も含めて次期軽水炉への深層防護の適切な実装について検討した。

#### 5.3.1 次期軽水炉の安全性向上対策の設計例

3.3 節にて整理した新規制基準で強化/新設された規制要求の考え方に対し、次期軽水炉の安全性向上対策の設計例(全体像)を図 5.3-1 に示す通りまとめた。この際、設計段階から柔軟に対応できる項目のうち、裕度の更なる向上や頑健化で対応できる項目及び次期軽水炉として最適化の余地がある安全対策として抽出した論点に対し、4 章で検討したより安全でより合理的と考えられる対応例を加えた。

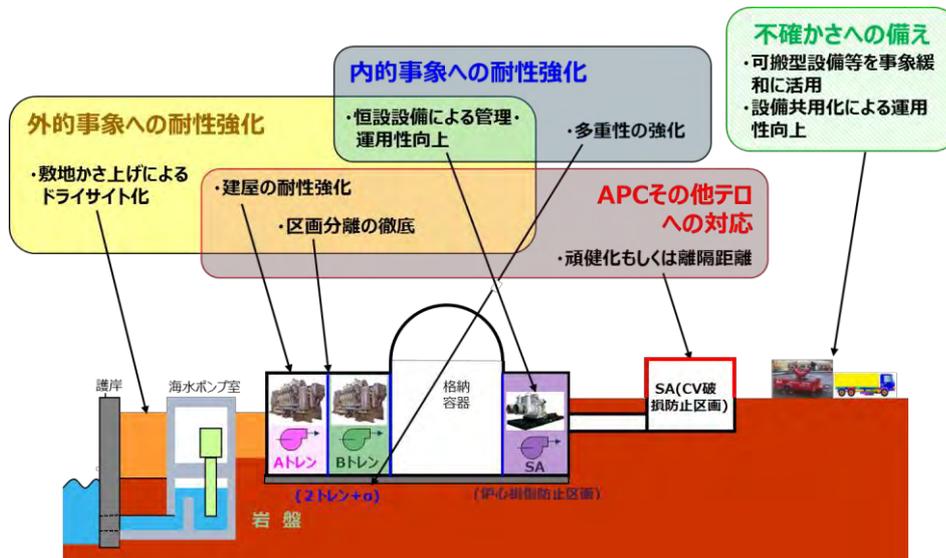


図 5.3-1 次期軽水炉の安全性向上対策の設計例

次期軽水炉では内的事象への耐性強化として、DBA 設備の多重性を強化し、さらに SA 設備(レベル 4a、4b 対応)に恒設設備を適用して管理・運用性の向上を図る。また、外的事象への耐性強化として、敷地かさ上げによるドライサイト化や建屋耐性の強化、区画分離の徹底による独立性の強化を図り、さらに外的事象への耐性が強化された恒設設備によりレベル 4a、4b に対応する。APC その他テロへの対応としては、建屋耐性の強化、区画分離の徹底による独立性の強化に加え、SA 設備(CV 破損防止)の分散配置等による対策の強化を図る。これらの内的事象、外的事象、APC その他テロとして設計上想定する事象に対して深層防護レベルの全体に渡っ

て対策を強化した上で、次期軽水炉ではさらに事故シナリオの不確かさへの備えとして可搬設備等を活用する計画である。

また、この次期軽水炉の安全性向上対策の設計例を 5.1 節で前提条件とした深層防護レベルに当てはめ、安全性向上の対策方針を整理した結果を表 5.3-1 に示す。

このように深層防護の観点で安全性向上対策を設計に適切に考慮することでプラント全体としての信頼性を向上させることが期待できる。

表 5.3-1 次期軽水炉における深層防護の各レベルに対する強化方針

深層防護レベル	深層防護の目的	防止策（例）	緩和策（例）	既設炉の論点整理を踏まえた新設炉の強化方針				
				想定事象への対応				不確かさへの備え（PEへの配慮）
				内的事象	外的事象 内部ハザード 外部ハザード		APCその他 テロ	
レベル1	異常・故障発生防止	外部ハザード由来のリスクの低い立地の選定	安全余裕を含む適切な設計	<ul style="list-style-type: none"> <li>多重性の強化</li> <li>恒設設備による管理・運用性の向上</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>独立性（区画分離）の強化</li> <li>独立性（区画分離）の強化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>建屋の耐性強化</li> <li>独立性（区画分離）の強化</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計上想定するシナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等を事象緩和に活用することで、信頼性を向上</li> <li>可搬型設備の仕様共通化等により運用性を向上</li> </ul>
レベル2	異常状態の制御 故障の検知	異常発生の防止	異常の段階で検知・収束					
レベル3	DBAの制御	DBA基準逸脱の防止	工学的安全施設による事故の収束					
レベル4a	炉心溶融を回避するためのDECの制御	重大事故の防止	格納容器内において事故を収束					
レベル4b	SAの影響を緩和するためのDECの制御	格納容器破損を防止	放射性物質の放出を抑制					
レベル5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和	放射性物質の大規模放出を防止	敷地外緊急対応	-	-	-	-	

表 5.3-1 の想定事象と強化方針の関係を平面的に概念図で表すと図 5.3-2 の様になる。次期軽水炉では図 5.3-2 で示している範囲の全ての想定事象に対して対応を強化することを基本方針とした。

なお、外的事象及び APC その他テロについては DBA、DEC という区分が本来当てはまるものではない。よって、図 5.3-2 は外的事象及び APC その他テロによって引き起こされる事故状態を、内的事象において深層防護レベル 1~4 で分類しているプラント状態に対応付けて対策を強化する考え方を概念図として示している。

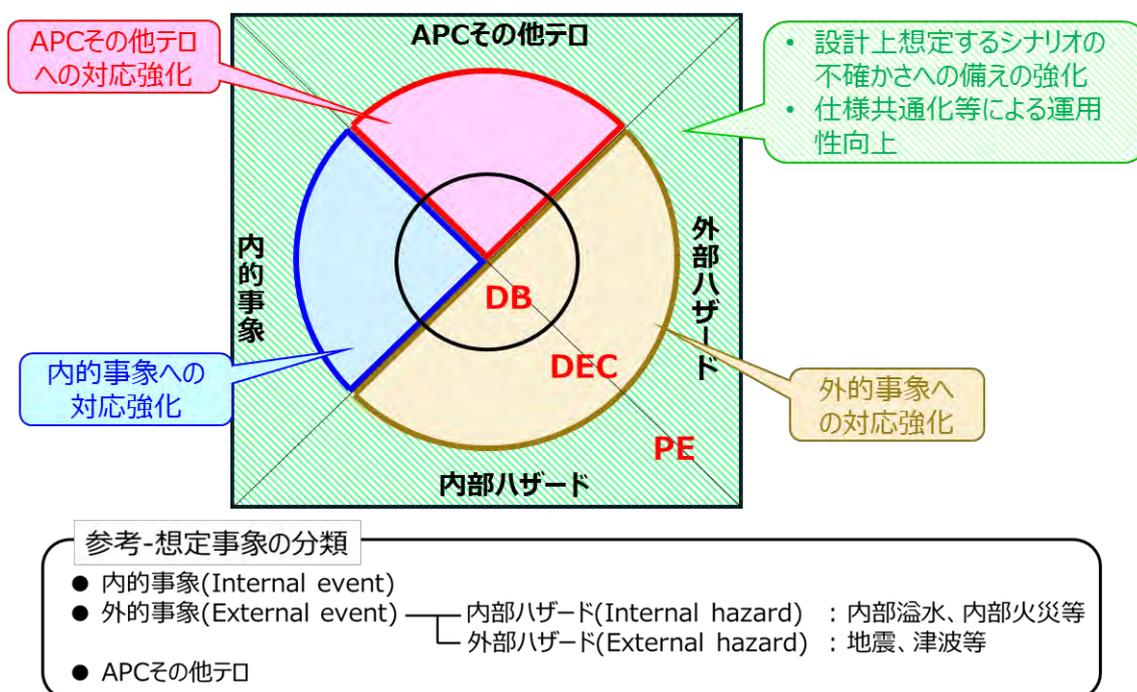


図 5.3-2 次期軽水炉の強化方針が対応する範囲の概念図

PEとは、IAEA の原子力発電所の原子炉格納系の設計(NS-G-1.10)、同安全設計要求(SSR-2/1)によれば、早期或いは大規模放射性物質の放出に繋がるシーケンスをPEとすべきであり、それは“ある状態が発現する可能性は、物理的に発生し得ない、あるいは、高い信頼水準で極めて発生しがたいと判断される場合、「実質上除外される」と考えられる”と定義されている。本WGでのPEはこれに従った解釈とした。

また、PEという概念は本来、安全目標の議論を抜きにして、設計として定義できるものではなく、むしろDECを超えた領域は早期/大規模放射性物質放出(Early / Large Radioactive Release)とすべきとの議論がある。ここでは次期軽水炉の設計の観点における議論であるため、高い安全性を求めDECも含めた設計想定を迫及することでレベル5(重大な放射性物質放出)に至る状態を実質的に排除できるように設計するとの設計方針の下で、PEとの用語を用いることが考えられる。その場合には、具体的な

設計のために安全目標/性能目標について検討されなければならない。

次に図 5.3-2 で示す範囲の全ての想定事象に対して対応を強化するための次期軽水炉の設計方針を検討した。

表 5.3-1 に示す通り次期軽水炉では、DEC(レベル 4a、4b)シナリオを適切に設定の上、恒設設備で対応することで、DEC で想定していない状態に至る蓋然性を極力低減させ、放射性物質の大規模放出を PE とできるように設計するが、さらに事故シナリオの不確かさへの備えとして可搬型設備等で柔軟な対応を図る方針とした。

### 5.3.2 各防護レベルの防護策の適切な厚みとバランスについての考え方

次に各防護レベルの防護策の適切な厚みとバランスについてどのような考え方に基づき次期軽水炉へ実装していくかについて検討した。

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 別冊 深層防護の考え方」(2014 年 5 月 一般財団法人 日本原子力学会 標準委員会 技術レポート)において「防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である」と見解が示されており、次期軽水炉の設計における対応方針としてもこの考え方を踏襲することとした。また、同レポートに基づき防護策については、単純な設備の冗長性(数)を指すものではなく、設計、管理、運転及び防災の観点からも考慮する必要があることにも留意した。

この深層防護の各レベルの厚さについては、NUREG/KM-0009 における Defense-In-Depth Framework(\*)を参考にする。図 5.3-3 に NUREG/KM-0009 における深層防護のフレームワークのイメージ図を示す。

(\*)Figure 9-1 “Defense-in-Depth Framework” . 9. “OBSERVATIONS FROM A HISTORICAL REVIEW OF DEFENSE-IN-DEPTH” . NUREG/KM-0009 “Historical Review and Observations of Defense-in-Depth” . P225. NRC. April 2016. <https://www.nrc.gov/docs/ML1610/ML16104A071.pdf>

## 深層防護の原則

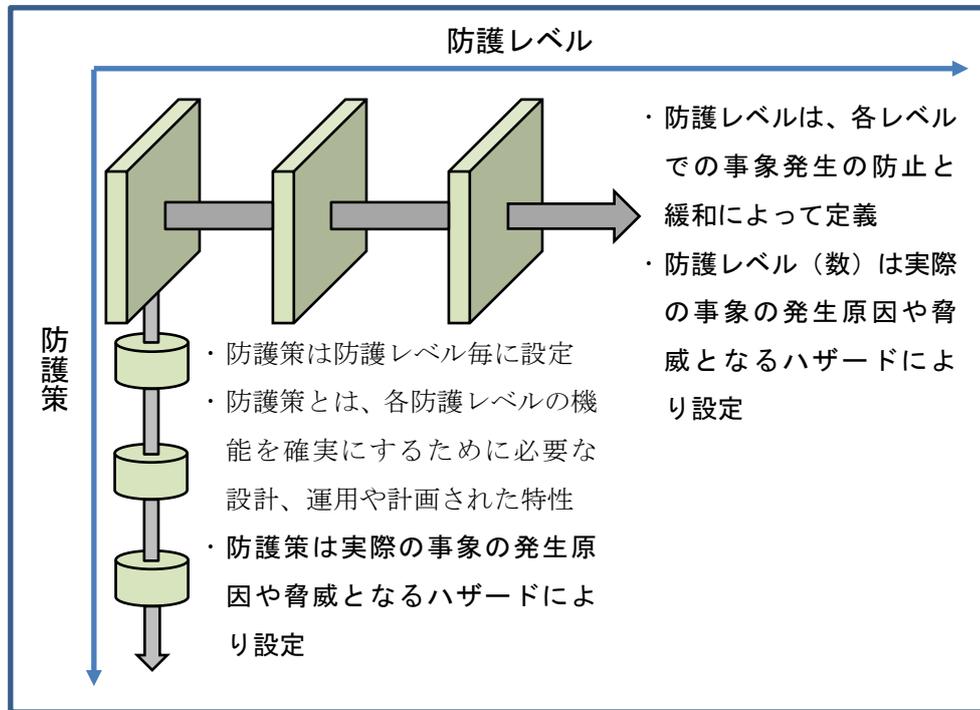


図 5.3-3 NUREG/KM-0009 における深層防護のフレームワーク

NUREG/KM-0009 を参考に既設炉(新規規制基準制定前/後)と次期軽水炉の防護レベルの厚さについて確認した。なお、防護策の厚さは、設計、管理、運転及び防災の観点も含め確認する必要があるが、ここでは、既設炉及び次期軽水炉で大きく異なる部分について確認することとした。

新規規制基準制定以前の既設炉の各防護レベルの厚さは、図 5.3-4 の通り表すことができる。

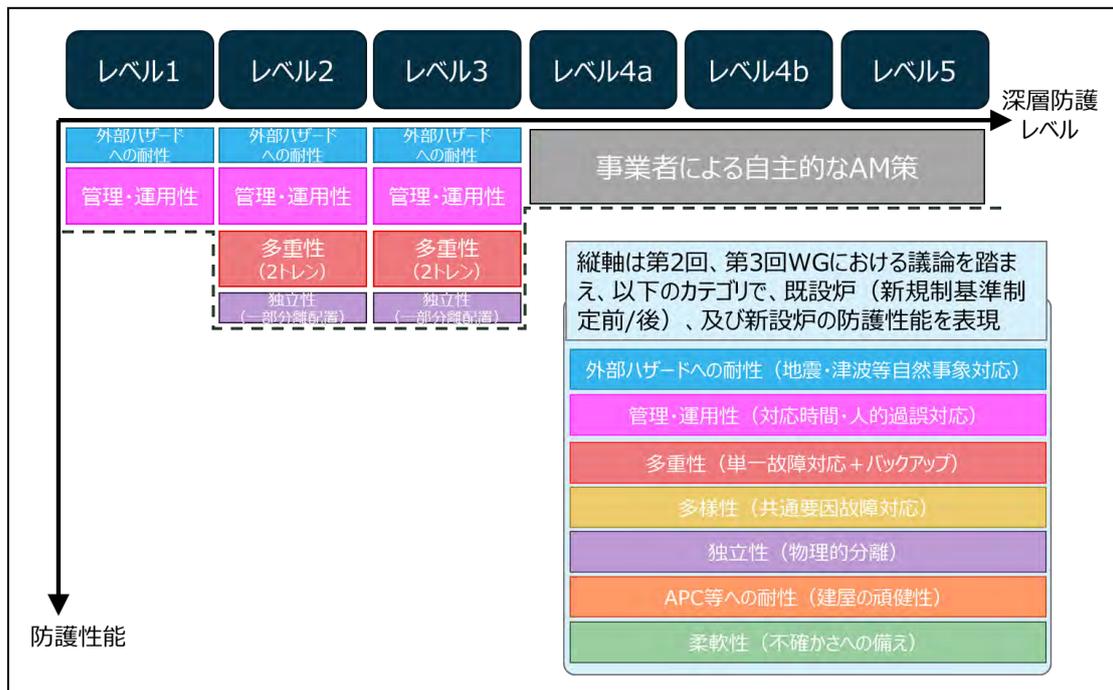


図 5.3-4 深層防護レベルの厚さのイメージ【既設炉(新規規制基準制定前)】

同様に新規規制基準により強化された後の既設炉における各防護レベルの厚さは、図 5.3-5 の通り表すことができる。

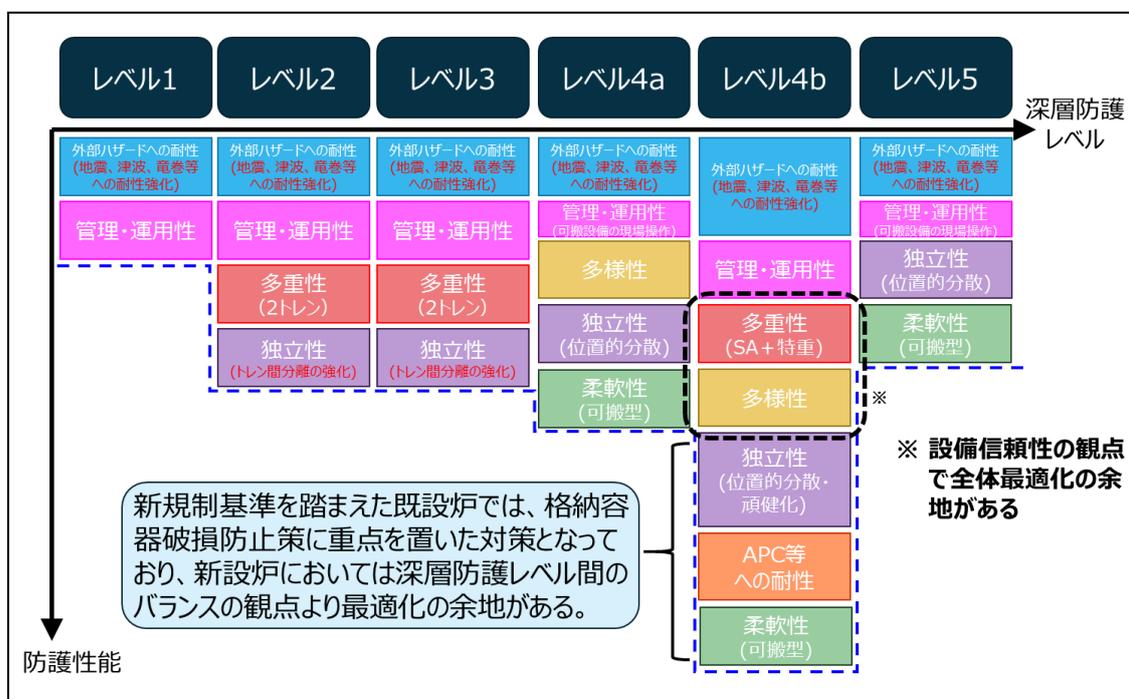


図 5.3-5 深層防護レベルの厚さのイメージ【既設炉(新規規制基準制定後)】

図 5.3-5 に示す通り新規制基準を踏まえた既設炉の対応は CV 破損防止に重点を置いた対策となっており、深層防護レベル間のバランスの観点より最適化の余地があると考えられる。この観点から、各防護レベル間のバランス良い設計をするとの次期軽水炉のあるべき姿は、図 5.3-6 の通り表すことができる。



図 5.3-6 深層防護レベルの厚さのイメージ【次期軽水炉】

既設炉(新規制基準制定前後)の防護性能のイメージは図 5.3-7 のように表現できる。

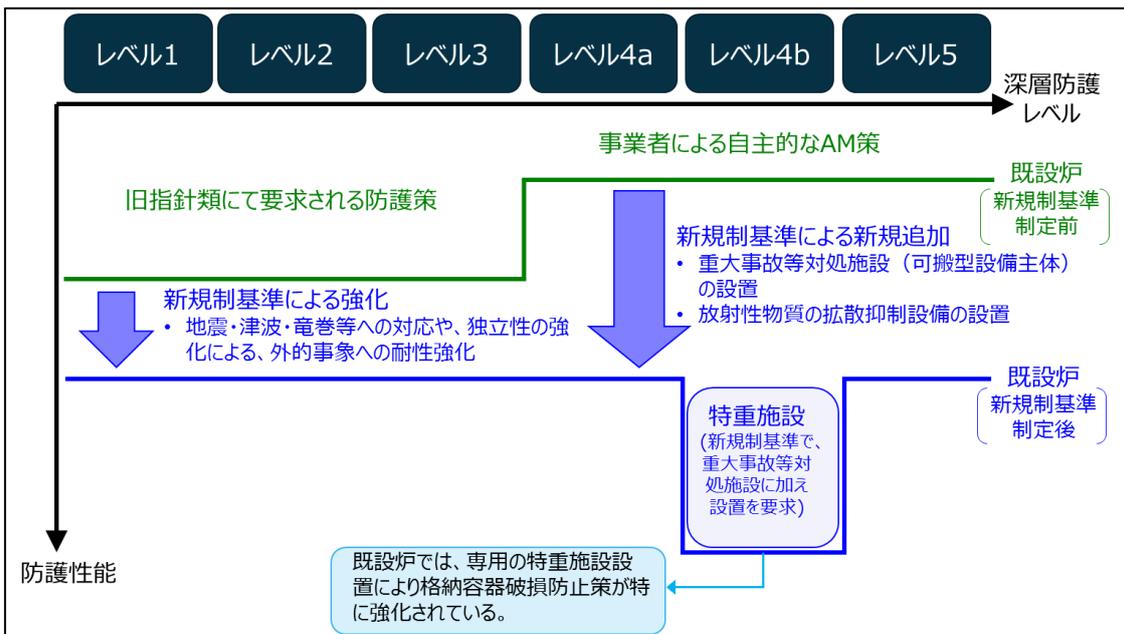


図 5.3-7 既設炉(新規制基準制定前後)の防護性能のイメージ

また、次期軽水炉の防護性能のイメージは図 5.3-8 のように表現できる。

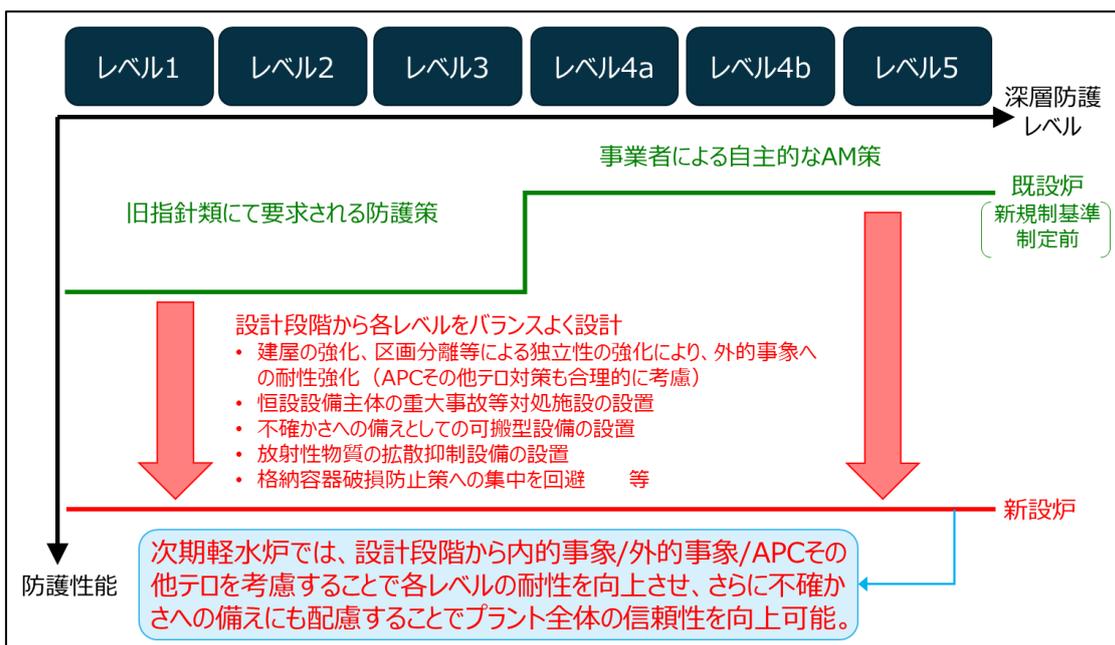


図 5.3-8 次期軽水炉の防護性能のイメージ

以上、深層防護の適切な実装については、既設炉で CV 破損防止に重点をおく考え方に対して、次期軽水炉では、どの深層防護レベルにどのような実装を考えるかについて、様々な戦略に基づく選択肢が考えられる。しかしながら、仮に決定論で安全対策を検討し、ある深層防護レベルに偏った防護策を重ねたとしても、プラント全体の防護性能が有効に向上していない可能性がある。それゆえに深層防護の実装のバランスは重要であるという意識の下、次期軽水炉の設計を進めて行く必要がある。その上で次期軽水炉の設計段階では計画された安全性向上対策に対して深層防護の実装の有効性を評価し、より安全でより合理的な深層防護の実装が達成できていることを確認する必要がある。

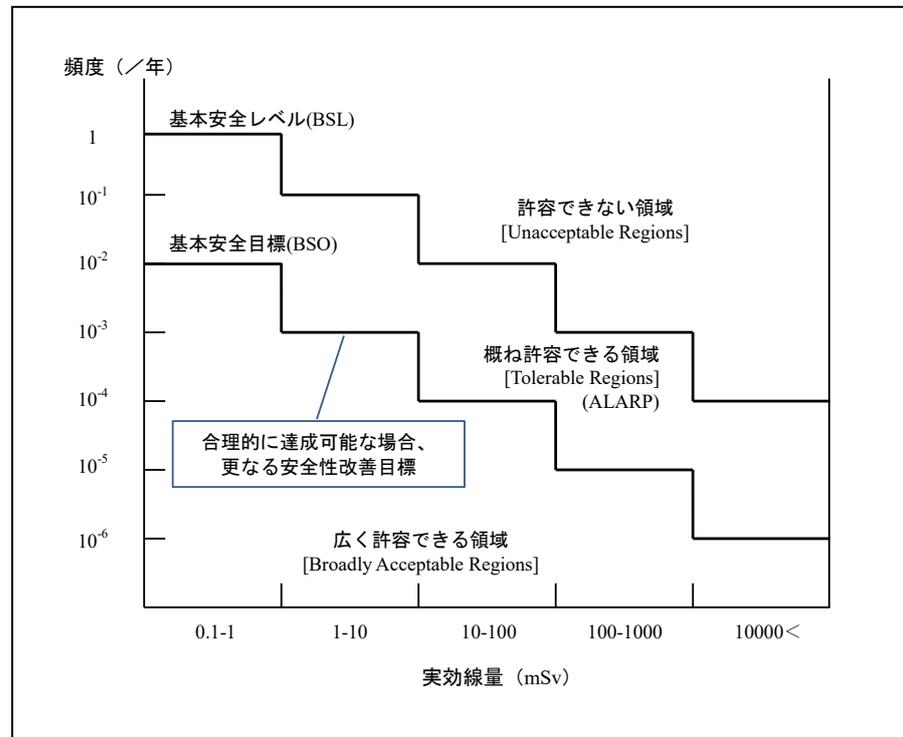
### 5.3.3 防護策をバランス良く設計するための今後の取り組むべき項目

5.3.2 節でまとめた通り、次期軽水炉の設計を具体化するに当たっては、各レベルの防護策をバランス良く講じるための設計を実施することが重要であり、その実現のために今後取り組むべき項目を以下にまとめた。

#### (1) 防護レベルの性能目標設定

炉心損傷や CV 破損等に関する適切な性能目標を設定する必要がある。なお、性能目標については、英国 ONR における基本安全レベル(BSL)と、基本安全目標(BSO)といった考え方などもあり、各国の最新の動向も参考としながら、国内において安全目標/性能目標の議論を今後深めることが必要と考えられる。(参考までに英国

ONR による BSL、BSO の設定の概念を図 5.3-9 に示す。)



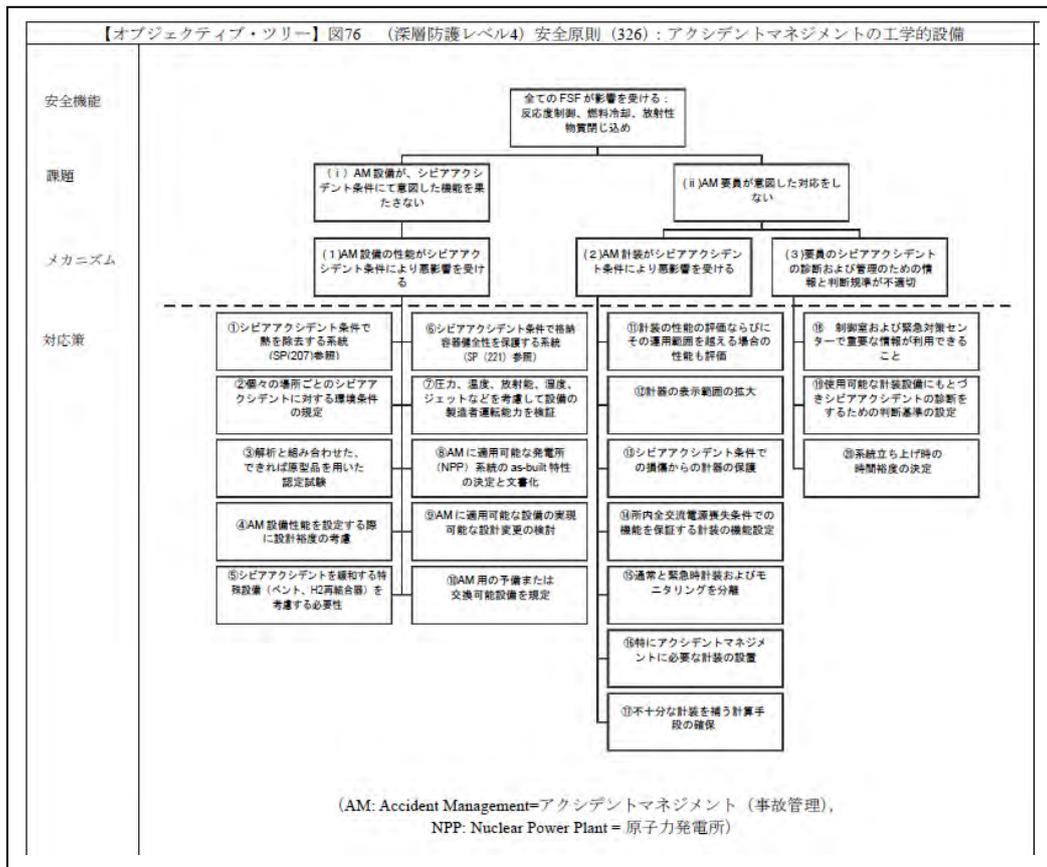
Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities 2014 Edition Revision 0 (UK-ONR), Article 748. "Frequency dose targets for accidents on an individual facility - any person off the site"に示す値をプロット

図 5.3-9 英国 ONR による BSL、BSO の設定の概念

(2) 防護策の有効性評価

防護策が適切に整備されているか評価する取り組みとしては、IAEA Safety Reports Series No.46 “ Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants ” (2005 年)(以降 SRS-46 と称す)におけるオブジェクティブ・ツリーを用いて深層防護の有効性を評価する方法等があると考えられる。(参考までにオブジェクティブ・ツリーの例を図 5.3-10 に示す。)

なお、内の事象、外的事象に対して十分な耐性を有すること、並びに性能目標に対する設計の有効性を評価する上では PRA にて定量的に確認することが必要と考えられる。



原子力学会標準委員会「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」(2014年度) 抜粋

図 5.3-10 オブジェクト・ツリーの例

### (3) 効果的手段の実装

各防護レベルのバランスを高めるためには、オブジェクト・ツリー等を用いた決定論的な評価、PRA を用いた確率論的な評価の結果から、統合的意思決定プロセス(IRIDM)等を活用して、効果的な手段を実装することが望ましい。

次期軽水炉においては、前述の効果的手段の実装で述べた通り、従来の決定論的な設計に加え、PRA を用いた設計の有効性(内的事象、外的事象に対して十分な耐性を有すること、性能目標に対して十分な信頼性を有すること)を確認していく方針とした。有効性評価における具体的な PRA の活用イメージは図 5.3-11 の通りである。

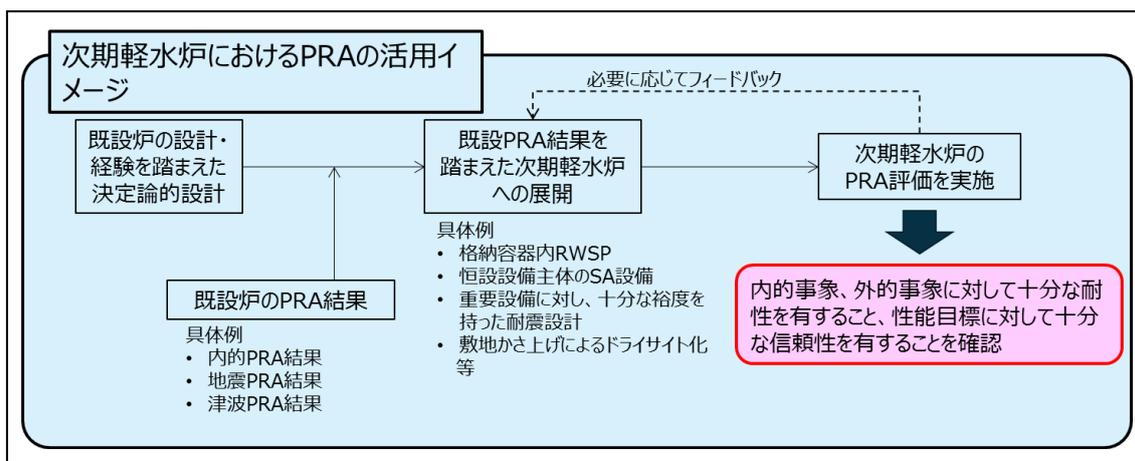


図5.3-11 次期軽水炉の有効性評価における具体的なPRAの活用イメージ

今後、次期軽水炉の設計が具体化した段階でPRAを行い、別途社会的な議論を経て設定される性能目標に対しての到達度、防護性能向上への有効性を評価し、その結果を設計にフィードバックさせることで次期軽水炉のより安全でより合理的な設計の最適化を図って行く方針とした。

なお、4.2節「恒設/可搬型SA設備の取扱いについて」、4.3節「APCその他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて」の結論を踏まえた深層防護の実装の議論は、主に事故シナリオの不確かさに着目したが、個々の事故シナリオには4.4節「熔融炉心冷却対策の取扱いについて」で着目したような物理現象の不確かさも包含しており、これらの物理現象の不確かさに対しても発生確率や発生した場合の影響を考慮してどこまで備えておくか、本節で今後の取組として説明した総合的な(IRIDMなどの手法を用いた)評価・判断を行い、次期軽水炉の総体系としての安全性向上対策を構築していく必要がある。

### 5.3.4 深層防護の適切な実装のまとめ

最後に、本WGで論点とした「恒設/可搬型SA設備の取扱いについて」、「APCその他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて」、「熔融炉心冷却対策の取扱いについて」の個々の議論をまとめ、深層防護の実装の観点で実効性を向上させるための次期軽水炉の設計方針をまとめた。

早期もしくは大規模な放射性物質放出に至る状態を実質的に排除(PE)できるように設計することとし、さらに事故シナリオや物理現象の不確かさに対しても備えを講ずるものとする。

具体的には、設計段階から内的/外的事象及びAPCその他テロを考慮することで、各深層防護レベル全体に亘って対策(恒設設備主体による管理・運用性向上、建屋

頑健化または区画分離の徹底による設備間の独立性強化など)を講じて各レベルの耐性を向上させ、早期もしくは大規模な放射性物質放出に至る状態を PE とできるように設計する。また、事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等により柔軟性を確保する。さらには物理現象の不確かさ等にも配慮した溶融炉心冷却対策を図るものとする。

加えて、既設炉ではCV破損防止策に重点をおいた対策となっていることに対して、次期軽水炉ではバランス良い防護策を講じることにより防護策全体の性能を高めるものとする。

これらの設計方針により、次期軽水炉はプラント全体の信頼性向上を図ることが可能となる。

## 6. 次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件

本WGで論点とした「恒設/可搬型SA設備の取扱いについて」、「APCその他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて」、「熔融炉心冷却対策の取扱いについて」の個々の議論をまとめ、深層防護の実装の観点で実効性を向上させるための次期軽水炉の設計方針を5章で取りまとめた。

本章では、これらに加え、設計段階からの柔軟な対応が可能なことを考慮し、新規制基準で強化/新設された規制要求の全体に対して、改めて、より安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件を整理した。

次期軽水炉の設計においては、深層防護の実装における各防護レベルの防護策の適切な厚みとバランス、シナリオの不確かさへの備え、さらに物理現象の不確かさ等にも配慮した設計が重要である。

また、設計段階において計画された安全性向上対策に対して、深層防護の実装の有効性を評価し、より安全でより合理的な深層防護の実装が達成できていることを確認することで、安全性を確保することが重要である。

以上を踏まえ、新規制基準で強化/新設された規制要求の10項目に対応させて整理した次期軽水炉の安全確保のための技術要件を以下に示す。下線部が本WGで論点として具体的な議論を経て見出した次期軽水炉への技術要件となる。

### ① 耐震・耐津波性能

外部ハザードに対する全体の耐性強化の観点から、建屋頑健化、敷地ドライサイト化、区画分離の徹底等の抜本的な対策を取り込むことにより、設定した地震動や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むこと。

### ② 電源の信頼性

トレン間及び深層防護レベル間の独立性強化の観点から、設計段階より位置的分散配置等の系統構成・配置の工夫を取込むと共に、管理運用性を考慮した恒設設備を基本とした対応を主としつつ、シナリオの不確かさへの備えの観点から柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること。

### ③ 火災に対する考慮

トレン間及び深層防護レベル間の独立性強化の観点から、設計段階より区画分離の徹底等の系統構成・配置の工夫を取込むことにより、内部火災対策を設計段階から織り込むこと。

### ④ 自然現象に対する考慮

外部ハザードに対する深層防護の各レベルの耐性強化の観点から、堅牢な建屋構造、防火帯の確保等の抜本的な対策を取り込むことで設定した火山、竜巻、森林火災に対

する対策を設計段階から織り込むこと。

⑤ 内部溢水に対する考慮

トレン間及び深層防護レベル間の独立性強化の観点から、配管等の耐震性強化、区画分離の徹底、溢水源の配置等の抜本的な対策を取り込むことにより、内部溢水に対する対策を設計段階から織り込むこと。

⑥ その他の設備の性能

外部ハザードに対する深層防護の各レベルの耐性強化の観点から、瓦礫撤去用重機の配備、緊急時対策所の耐震性強化、通信/計測系の信頼性・耐久性の向上等の想定される対策を設計段階から織り込むこと。

⑦ 炉心損傷防止対策(使用済燃料プール内燃料損傷防止対策)

トレン間及び深層防護レベル間の独立性強化の観点から、設計段階より位置的分散配置等の系統構成・配置を工夫すると共に、管理運用性を考慮した恒設設備を基本としたSA対応を主としつつ、シナリオの不確かさへの備えの観点から柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること。

⑧ 格納容器破損防止対策

トレン間及び深層防護レベル間の独立性強化の観点から、設計段階より位置的分散配置等の系統構成・配置を工夫すると共に、管理運用性を考慮した恒設設備を基本としたSA対応を主としつつ、シナリオの不確かさへの備えの観点から柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること。

また、熔融炉心冷却対策としては、発生頻度は低い但不確かさが大きい現象に対しても、発生防止と発生した場合の影響低減の観点から炉心熔融時のCV破損を防止できる設計とすること。

⑨ 放射性物質の拡散抑制対策

想定を大きく超える事象への対応となるためフレキシビリティの観点から可搬型設備(放水砲、シルトフェンス等)での対応を基本とすること。また、可搬型設備の仕様共通化等により運用性の向上(作業員負担を軽減し、人的過誤のリスク等の低減)を図ること。

⑩ 意図的な航空機衝突への対応

意図的な航空機衝突に対し、建屋頑健化または区画分離の徹底により、CV・燃料取扱エリア等の耐性を強化すると共に、対応設備の独立性を確保することで、燃料損傷あるいはCV破損を防止すること。

1F事故の教訓を踏まえた安全設計の考え方については、既設炉の新規制基準適合性に係る審査に向けた新規制基準策定の議論の中で取りまとめられた。この安全設計の考え方に基づき、既設炉では既存の敷地、建屋、設備に追加(Add-on)される形で対策された。一方、新設であれば設計当初から考慮(Built-in)することで最適化する余地がある

ため、本WGでは設計段階から柔軟な対応が可能である次期軽水炉において、既設炉よりもより安全でより合理的な設計方針はどうあるべきかを検討し、それを実現するための技術要件を以上の通りまとめた。その結果、取りまとめた技術要件は、現行の新規制基準の具体的な要求内容とは差異があるため、次期軽水炉の設計方針を実機設計に展開するに当たっては、次期軽水炉の安全の考え方を踏まえた新設向けの規制要求についての議論が別途望まれる。

また、本WGでの議論の結果、深層防護の実装における各防護レベルの防護策の適切な厚みとバランスが重要であり、シナリオの不確かさへ備え、さらに物理現象の不確かさ等にも配慮した設計が重要であるとの見解が改めて示され、各防護レベルの防護策の適切な厚みとバランスを評価する方法として、PRAによるリスク評価が妥当であるとの結論が得られた。よって、今後実機設計へ展開するに当たっては、このリスク評価を行って次期軽水炉の設計がバランス良く性能目標に適合していることを示す必要があるが、そのためにも、まずはIF事故の教訓を反映した新設炉として社会に受容される性能目標をどのように設定するか議論が別途望まれる。

## 7. まとめ

本WGでは、福島第一発電所事故の教訓を踏まえ、次期軽水炉においてより安全でより合理的な安全対策が可能となり得る項目として3つの論点を抽出し、深層防護と整合する設計方針を議論した。

恒設/可搬型SA設備の取扱いについては恒設設備を主体とし、不確かさ・柔軟性の点から可搬型設備等を整備する。

APCその他テロ対策(特重施設)の取扱いについてはSA設備(CV破損防止)と特重施設を統合する。

熔融炉心冷却対策の取扱いについては不確かさが大きい事象に対しても対応する。

これらの3つの論点を取り入れ、次期軽水炉に対する技術要件を整理した。

なお、次期軽水炉の設計方針を実機設計に展開するに当たって次期軽水炉の安全の考え方を踏まえた新設向けの規制要求、及び防護レベルの性能目標に係る検討について今後検討、議論が望まれる。

最後に、1F 事故事象の解明に向けた研究や事故対策に対する検討は引き続き実施されており、将来 1F 事故の知見が明らかになった際に本 WG での議論が改めて見直されることを期待する。

# 付属書 A

## 海外の規制動向

## 目次

<b>A 海外の規制動向</b>	
<b>A.1 はじめに</b>	・ ・ ・ A-3
<b>A.2 参考とする海外規制</b>	・ ・ ・ A-3
<b>A.3 主な海外規制要求の動向</b>	・ ・ ・ A-3
A.3.1 IAEA安全基準関連	・ ・ ・ A-3
A.3.2 米国の状況	・ ・ ・ A-4
A.3.3 英国規制関連(SAPs)	・ ・ ・ A-5
A.3.4 フィンランド規制関連(YVL)	・ ・ ・ A-5
<b>A.4 本WGで議論する項目に関連する海外規制例</b>	・ ・ ・ A-6
A.4.1 恒設/可搬型 SA 設備に関連する海外規制	・ ・ ・ A-6
A.4.2 特重設備に関連・相当する海外規制	・ ・ ・ A-6
A.4.3 溶融炉心冷却に関連する海外規制	・ ・ ・ A-8
<b>A.5 まとめ</b>	・ ・ ・ A-9

## A 海外の規制動向

### A.1 はじめに

本WGでは海外の規制動向も参考に次期軽水炉の技術要件を検討することとしたため、議論対象となる項目と関連する情報を調査した。以降にその結果を示す。

### A.2 参考とする海外規制

参考とする海外情報は、IAEA安全基準や欧米主要国の規制を対象とし、それら基準・規制において本WGの議論対象となる項目と関連する情報を調査し、WG議論の参考情報とした。

IAEA安全基準、欧米主要国の規制が整理されている資料としては、新規制基準を策定する際、NRAが整理し、第1回「発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム」(2012.10開催)で提出された以下の資料があり、安全設計審査資料、耐震設計審査指針、立地審査指針、安全評価審査指針の要件毎に、関連する1F事故調等の教訓、関連するIAEA安全基準及び欧米主要国(米国、英国、仏国、独国、フィンランド)の規制が整理されている。

- ・参考資料6「福島第一原子力発電所事故を踏まえた国内外での教訓」

また、本WGでの議論項目「可搬型SA設備」、「特重施設」に関連する規制として、前述の第1回検討チームで外部ハザードに対する安全対策の考え方について整理された以下の資料があり、この中で設計基準を超える外部ハザードへの対応例として、米国および仏国の海外規制が紹介されている。

- ・資料2「外部事象に対する安全対策の考え方について(案)」

さらに、IAEA安全基準に関しては、AESJ原子力安全分科会でとりまとめられた以下の技術レポート(2014.6発行)もあり、IAEA SSR-2/1 及び 2/2 に対して、1F事故の教訓や指摘事項を踏まえて充実すべき技術要件が検討・整理されている。

- ・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」

### A.3 主な海外規制要求の動向

IAEA安全基準及び主な海外規制の動向の調査結果を示す。

#### A.3.1 IAEA安全基準関連

1F事故の経験等を踏まえ、IAEA安全基準の一部が改訂され、Rev.1として2016年に発行された。そのうち、設計に係わる個別安全要件がまとめられているSSR-2/1の主な改訂は以下の通り。

- ・深層防護の各レベル間の可能な限りの独立性
- ・共通要因故障への対処
- ・複数基設置サイトにおける同時ハザードの考慮

- ・設計条件を超える自然ハザードに対する適切な余裕確保
- ・使用済燃料プール(SFP)の燃料露出の防止対策 など

さらに、SSR-2/1 Rev.1 の改訂版の発行に際しては、導入されるコンセプトの目新しさ(novelty)や議論の複雑さ(complexity)を補足する文書として TECDOC-1791 「Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants」が同年に発行された。

### A.3.2 米国の状況

米国のSA対応は1985年8月8日に発布されたNRC Policy Statement(50 FR 32138)を受けて、継続的な検討・議論を経て既存の審査基準に要求が展開されてきている。

2001年9月11日の同時多発テロを受けて、NRCは、翌2002年にセキュリティ強化を目的に暫定補償措置命令(EA-02-026)を発行した(B.5.b項：総合対抗計画)。2009年には、B.5.b項などの要求事項を10CFR50.54(hh)「航空機脅威通報への対応と火災及び爆発に対する緩和措置要件」として規制化した。

また、1F事故を受けて、NRCは「短期的評価タスクフォース(NTTF)」を立ち上げ、2011年7月12日、提出されたタスクフォース報告書では今後検討すべき安全強化策として12の勧告がとりまとめられた。

### A.3.3 英国規制関連(SAPs : Safety Assessment Principles)

SAPs 2006年度版から、以下を踏まえ2014年度版がリリースされた。設計基準を超えた内部/外部ハザードに対する決定論、確率論を組み合わせた解析要求(EHA.18)の追加、航空機衝突の要求(EHA.8)に対し、振動、燃料火災などの航空機衝突により発生する間接影響への考慮といった要求に関する解釈・定義などがアップデートされた。

- ・1F事故の経験反映
- ・2006年以降の国際的な安全基準の進展、関連する実施例(IAEA SSR-2/1 等)  
(関連する主な要求例)
  - Engineering principles : external and internal hazards EHA.8 “Aircraft crash”
  - Fault analysis : severe accident analysis
  - Accident management and emergency preparedness AM.1 “Planning and preparedness”

#### A.3.4 フィンランド規制関連(YVL)

2008年に決議されたフィンランドの新しい原子力法と関連する政令に基づいてYVLガイドの全面的な見直しが始まりました。

当初2011年末に発布が予定されていたスケジュールが、1F事故を踏まえ見直されて2013年12月までに順次、新YVLの要求文書が発布された(番号体系も全面見直しされた)。

新YVLでは、WENRAモデルの深層防護区分を導入する等の欧州での安全要求の動向を踏まえ、大型商用機の衝突に対する実力評価などの航空機衝突に対する設計・評価の要求の具体化、炉心/使用済燃料プールの冷却機能強化(外部電源/水源に3日間期待しない)、最終ヒートシンクの多様性要求等が追加・見直しされた。

(関連する主な新YVL要求文書例)

- YVL A.11 “SECURITY OF A NUCLEAR FACILITY” (航空機衝突)
- YVL B.1 “SAFETY DESIGN OF A NUCLEAR POWER PLANT” (SA 対策)

#### A.4 本WGで議論する項目に関連する海外規制例

本 WG で議論する項目に関連する海外規制を以下に示す。なお、2012 年 10 月以降に改訂された IAEA SSR-2/1、英国 SAPs、フィンランド YVL は改訂後の内容を記載している。

##### A.4.1 恒設/可搬型 SA 設備に関連する海外規制

###### (1) IAEA

- SSR-2/1 Rev.1 にて、格納容器からの熱除去(6.28B)、電源供給(6.45A)、SFP への水補給(6.68)に対して、可搬型設備が安全に使用できるように設計考慮するよう要求がある。但し、これら可搬型設備は必ずしもサイト内に保管しておく必要は無いとの注記がある。
- TECDOC-1791 Chapter 10 “USE OF NON-PERMANENT EQUIPMENT FOR ACCIDENT MANAGEMENT”にて、“非常設設備は、アクシデントマネジメントを容易にするための補完的な‘有効な手段(essential means)’として考慮し得る”と解説されている。

###### (2) 米国「1F 事故を踏まえた短期タスクフォース(NTTF)」の「緩和戦略」対応

- 本命令では、設計基準を超える外部ハザードを緩和するため、①初期段階、②過渡段階、③最終段階の 3 段階のアプローチを要求している。
- 設計基準を超える外部ハザード後の炉心、格納容器、SFP 冷却を維持・回復するためのガイダンス及び戦略の作成、実施及び維持などを要求している。この勧告に対して、産業界(NEI)は以下に示す FLEX(多様かつ柔軟な対応方策)を提案した。
  - 電源及び冷却水の維持または主要な安全機能を修復するための可搬型設備の設置(可搬式ポンプ、発電機、バッテリー、バッテリー充電器、コンプレッサ、ホース、カップリング、その他の補助設備・器具など)
  - 多様な場所に機器を配置することにより、そのサイトで予測される厳しい自然現象から可搬型設備を合理的に防護する方策

##### A.4.2 特重設備に関連・相当する海外規制

###### (1) IAEA

- 安全要件として、航空機落下や船舶衝突などの(偶発的な)外部人為ハザードは立地要件として NS-R-3「原子炉等施設の立地評価」に規定しているが、セキュリティ関係は別のセキュリティの安全要件に規定されており、SSR-2/1 では、特に記載していない。
- 設計要件として、NS-G-1.5「原子力プラント設計における外部ハザード(地震を除く)」の 4 章に航空機衝突に対する設計・評価の具体的な要件を以下の通り規定している。

- 安全機能を有する構造物、機器・設備について航空機衝突事象に対する設計・評価を要求している(Paragraph 4.4)。
- 決定論によるハザード評価におけるリファレンスとして添付(annex)に荷重曲線等の構造評価に適用できるデータが記載されている。

(2) UK SAP 2014 edition 工学的原則:外的及び内的ハザード EHA.8「航空機衝突」

- 安全機能を有する構造物、機器・設備に対して、機械的強度や振動などの影響に対する健全性(直接的影響)および航空機の燃料による火災・爆発(間接的影響)を評価、燃料侵入を防止するような建屋設計を要求している(Paragraph 251,252)。

(3) Fin YVL A.11 Appendix B “Structural resistance and layout in the protection of a nuclear power plant and spent fuel storage against an airplane crash”

- 航空機衝突に対する原子炉および使用済燃料貯蔵の防護のために、建屋構造/配置設計・評価に関する具体的な要求がまとめられている(多重なサブシステムの相互の隔離配置、あるいは建屋の背後に配置するなど)。

(4) 米国 暫定補償措置命令(EA-02-026)/10CFR50.54(hh)

- 航空機攻撃に対する緩和措置及び対応手順書の策定を以下の通り要求している。
  - 認可取得者は、潜在的な航空機脅威が迫っていると通報を受けた場合、対応方法について記載した手順書を作成、維持及び実施しなければならない。
  - 認可取得者は、爆発または火災によってプラントの大部分が喪失した状況で、炉心冷却、格納容器及び使用済燃料プール(SFP)冷却の機能を維持しまたは復旧することを目的としたガイダンスおよび方策を作成し、実施しなければならない。
- これに対し、産業界(NEI)は2011年5月5日に NEI 06-12(B.5.b ガイドライン)を公表した。
  - SFP への内部からの水補給に関する戦略
  - SFP への外部からの水補給およびスプレイに関する戦略
  - 原子炉及び格納容器に対する強化された指揮・命令機能
  - 原子炉及び格納容器に対する強化された対応戦略(PWR の対応戦略は以下の通り)
    - ✓ 燃料取替用水タンク(RWST)への水補給
    - ✓ インベントリ喪失を低減する為の蒸気発生器(SG)の手動減圧
    - ✓ タービン(またはディーゼル)駆動補助給水ポンプ(AFWP)の手動操作
    - ✓ SG の手動減圧及び可搬式ポンプの仕様
    - ✓ 復水タンクへの水補給                    など

(5) 仏規制当局(ASN)の補完的安全性評価(ECS)に係わる EDF への指示

- 仏原子力安全規制機関(ASN)は 2012 年 6 月 28 日、原子力安全年報 2011 の公表に併せ、1F 事故後に実施された補完的安全性評価(ECS)の結果を受けてフランス電力(EDF)に対する指示を公表した。
- その中で EDF に“ハードンドコア”(Hardened Safety Core)\*の設置を義務付け、複数の施設に影響を及ぼす大規模な事象が発生した場合にも耐えられる頑健性を有した組織と建屋が確保されなければならないものとした。

\*ハードンドコア：原子力施設の頑健性の強化

① 対象事象

- 例外的規模の自然現象と設計想定または安全レビューを凌ぐ現象との組み合わせ
- サイトの全施設に影響を与える非常に長期間の電源喪失またはヒートシンクの喪失

② 防護目標

- 過酷事故の防止またはその進行の制限
- 大規模な放射性物質の放出抑制
- 事業者の危機管理上の責務実施可能

#### A.4.3 溶融炉心冷却に関連する海外規制

(1) Fr デクレ(2007-534)

- 格納容器基礎部の貫通を避けるため、原子炉からの溶融放射性物質を長時間にわたり回収冷却できる装置を設置することを要求している。

## A.5 まとめ

本WGでの議論の参考とするため海外の規制動向について調査した。対象としてはIAEA安全基準や欧米主要国の規制とし、それら基準・規制において本WGの議論対象となる項目と関連する情報を調査し議論の参考とした。具体例として、本WGでの議論項目である①恒設/可搬型SA設備、②特重設備、③溶融炉心冷却に関連するIAEA安全基準並びに米国、英国、仏国、フィンランドの規制を調査し参考情報とした。

付属書 B  
WG 開催実績  
(WG 議事録)

## WG 開催報告

WG 名	第 1 回「次期軽水炉の技術要件検討」WG
開催日時	2018 年 7 月 23 日 (月) 13:30～ 16:00
開催場所	東京大学工学部 8 号館 2 階 226 大会議室
参加者 (敬称略)	<p>24 名  山口主査(東大)、山本幹事(名大)、大神幹事(関電)、有田幹事(MHI)、  浦田委員(NEL)、楠委員(原電)、斉藤委員(東大)、  佐治委員(MHI NS エンジ)、菅原委員(電中研)、高木委員(関電)、  成川委員(JAEA)、藤木委員(東芝 ESS)、松浦委員(日立 GE)、  宮口委員(MHI)、山路委員(早大)、与能本委員(JAEA)、  東委員代理(WH)、藤丸委員代理(東電)  【ワグザバー】 利根川(エネ庁)、安原(エネ庁)、畔川(MHI)、大沢(MHI)、  竹地(関電)、森松(関電)</p>
議 事	<p><u>1.WG 開催挨拶、幹事/委員の自己紹介、配布資料確認</u>  山口主査より WG 開催の挨拶があった。また、幹事/委員の自己紹介、  及び配布資料の確認が行われた。数年前の「社会と共存する魅力的な軽水  炉の展望」調査専門委員会では軽水炉の様々な理想を語ったが、実際にこ  れから持続的に原子力を活用していくため、安全性やパフォーマンスを向  上させた原子力発電所の基本コンセプトに係る議論を本 WG にて前進さ  せるという目的につき説明があった。</p> <p><u>2.WG 設立趣旨、今後の全体スケジュール</u>  資料 1-1 (WG 設立申請書)に基づき、本 WG 活動の背景、目的、検討内  容について幹事から説明があった。次期軽水炉に求められる技術要件を、  既設炉の再稼働審査・特重審査の経験を活かしつつ議論するため、まずは  再稼働している国内 PWR を対象として検討する。また、資料 1-2(WG 全  体スケジュール)に基づき、活動期間、頻度、活動成果の学会発表予定につ  いて幹事から説明があった。</p> <p><u>3.WG で議論する項目</u>  資料 1-3 を用いて、福島第一原子力発電所事故の教訓を反映した新規制  基準の概要と、既設炉における新規制基準対応状況が幹事から説明され  た。新規制基準に基づく可搬型の SA 対策設備の設置により、多くの要員  を発電所に待機させていることや、多数回の訓練を実施している現状につ  いて紹介があった。また、資料 1-3、資料 1-4 を用いて、新規制基準を次  期軽水炉に展開する上で議論の優先度が高いと考えられる項目について、  幹事から説明があった。新規制基準で新設/強化された規制要求に対して、  新設炉では設計段階から柔軟に対応可能であるため、より安全でより合理  的な機能を達成するために、議論の優先度が高い項目として以下の 3 点を  抽出した旨、説明があった。  論点 1：SA 対策の機能要求と深層防護の実装のあり方（恒設及び可搬型  SA 設備の取扱い）  論点 2：新設炉における特定重大事故等対処施設の機能要求と深層防護の  実装のあり方  論点 3：国内での熔融炉心冷却対策の新技術(ドライ型)の適用性  委員より検討の進め方に関していくつかコメントがあり、次回以降の  WG では今回のコメントも参考にしつつ、抽出された 3 つの論点について  議論することで合意した。</p> <p><u>4.海外規制の動向について</u>  資料 1-5 を用いて、本 WG では海外の規制動向も参考にしながら次期軽  水炉の技術要件を検討する旨、幹事から説明があった。IAEA 安全基準や  欧米主要国の規制を参考とし、第 2 回 WG 以降、WG の議論項目と関連す  る情報を紹介する。</p>

## WG 開催報告

WG 名	第 2 回「次期軽水炉の技術要件検討」WG
開催日時	2018 年 10 月 31 日 (水) 13:00～ 16:00
開催場所	東京大学工学部 8 号館 2 階 226 大会議室
参加者 (敬称略)	24 名 山口主査(東大)、山本幹事(名大)、大神幹事(関電)、有田幹事(MHI)、糸井委員(東大)、宇井委員(電中研)、浦田委員(NEL)、楠委員(原電)、黒崎委員(阪大)、菅原委員(電中研)、高木委員(関電)、藤木委員(東芝 ESS)、宮口委員(MHI)、山崎委員 (WH)、山路委員(早大)、与能本委員(JAEA)、今野委員代理(日立 GE)、藤丸委員代理(東電) 【ワザバー】 利根川(エネ庁)、畔川(MHI)、大沢(MHI)、杉谷(MELCO)、竹地(関電)、森松(関電)
議 事	<p>1. <u>第 1 回 WG 議事録の確認</u> 第 1 回 WG 議事録(資料 2-1)について幹事より説明あり、事前にメールベースで各委員に確認頂いていたため特にコメント無く了承された。今後、議事録は原子力発電部会のホームページにて公開される予定。</p> <p>2. <u>第 2 回 WG～第 4 回 WG の議論の関連性について</u> 第 2 回～第 4 回 WG の議題は相互に関連しており、その全体像を委員の皆様ご理解頂くため、第 2 回～第 4 回 WG での議論の流れについて幹事から、第 2 回～第 4 回 WG での議論の範囲と関連性について幹事から説明があった。委員との質疑を通じ、第 2 回～第 4 回 WG の流れについて合意を得た。第 2 回～第 4 回 WG の議題は以下の通り。 ・第 2 回： 新設炉における恒設/可搬型 SA 設備のあり方 ・第 3 回： 新設炉における APC その他テロ対策（特重施設）のあり方 ・第 4 回： 新設炉におけるより安全でより合理的な深層防護の実装のあり方</p> <p>3. <u>恒設及び可搬型 SA 設備の取扱いに係わる協議</u> 資料 2-3、資料 2-4 を用いて、新設炉における恒設及び可搬型 SA 設備の取扱いに係る考え方について幹事から以下が説明された。 - 新設炉では設計段階からシビアアクシデント設備の系統構成・配置の工夫など柔軟に対応可能であり、恒設/可搬型設備の選択に最適化の余地がある。 - 原子力学会標準委員会の技術レポートにて整理されている恒設 SA 設備と可搬型 SA 設備それぞれの特徴に対して優劣を比較した結果、新設炉における SA 設備の設備構成（恒設/可搬型設備の選択）として、設計上想定される SA 事象に対しては恒設設備により対処することが有利であり、事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等の整備も必要である。</p> <p>上記の新設炉における SA 設備の設備構成（恒設/可搬型設備の選択）の考え方については合意を得たが、委員より資料 2-3 の記載の適正化や今後の議論における留意事項に関するコメントがあった。記載の適正化に関するコメントについては資料を修正し、今後の議論における留意事項に関するコメントについては第 4 回 WG で議論することとした。</p>

## WG 開催報告

WG 名	第 3 回「次期軽水炉の技術要件検討」WG
開催日時	2019 年 1 月 28 日 (月) 13:30～ 16:30
開催場所	東京大学工学部 8 号館 2 階 226 大会議室
参加者 (敬称略)	<p>30 名            山口主査(東大)、山本幹事(名大)、大神幹事(関電)、有田幹事(MHI)、糸井委員(東大)、宇井委員(電中研)、浦田委員(NEL)、楠委員(原電)、黒崎委員(阪大)、越塚委員(東大)、齊藤委員(東大)、佐治委員(MHI NS エンジ)、菅原委員(電中研)、高木委員(関電)、谷口委員(東電)、成川委員(JAEA)、藤木委員(東芝 ESS)、芳原委員(近大)、松浦委員(日立 GE)、宮口委員(MHI)、山崎委員 (WH)、山路委員(早大)、与能本委員(JAEA)            【オブザーバー】利根川(エネ庁)、阿部(MELCO)、大沢(MHI)、兼近(鹿島建設)、竹地(関電)、田中(MHI)、森松(関電)</p>
議 事	<p>1. 参加者確認、第 2 回 WG 議事録、第 2 回 WG 資料改訂版の確認            WG 委員名簿(参考 3-1)を用いて、幹事よりオブザーバーとして今回から参加される参加者の紹介があった。また、第 2 回 WG 議事録(資料 3-1)について幹事より説明があり、事前にメールベースで各委員に確認頂いていたため特にコメント無く了承された。なお、議事録は原子力発電部会のホームページにて公開済み。</p> <p>2. APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取り扱いに関する協議            資料 3-5 を用いて、第 2 回～第 4 回 WG での議論の範囲と関連性について幹事から説明があった。資料 3-6 を用いて、新設炉における APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)(以下、「特重施設」という。)*1 の取り扱いに係る考え方について幹事から以下が説明された。また、海外規制についても情報共有を目的として紹介した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 既設炉では新規制基準に従って DBA/SA 設備とは独立した特重施設を設置したが、新設炉では設計段階から APC その他テロ対策を織り込むことで、CV 破損防止という同一機能を持つ SA 設備(CV 破損防止)と特重施設を統合した設備構成とすることが考えられ、最適化の余地がある。</li> <li>- 新設炉において考えられる APC その他テロ対策の最適な設備構成について、新規制基準で要求される多重性/多様性、独立性の観点から整理した結果、新設炉では「建屋の頑健化、区画分離の徹底」、「トレン分離など設備間の独立性の強化」によって、SA 設備(CV 破損防止)と特重施設を統合した上で、安全な設備構成が実現可能である。</li> </ul> <p>上記の新設炉における特重施設の考え方については合意を得たが、資料 3-6 の 14 ページの「7.まとめ」記載について、何を持って“合理化”や“最適化”を判断しているのか分かりにくいという主旨のコメントが多々あった。議論の結果、新設炉の特徴である「建屋頑健化もしくは区画分離の徹底」、「トレン分離など設備間の独立性の強化」をキーワードに改訂することとなった。</p> <p>※1：本 WG では、特重施設に対する技術要件を議論し、核物質防護 (PP) に関するセキュリティについては議論の対象外とする。</p>

## WG 開催報告

WG 名	第 4 回「次期軽水炉の技術要件検討」WG
開催日時	2019 年 4 月 24 日 (水) 13:30～ 16:30
開催場所	東京大学工学部 3 号館 4 階 423 会議室
参加者 (敬称略)	<p>29 名            山口主査(東大)、大神幹事(関電)、有田幹事(MHI)、糸井委員(東大)、            宇井委員(電中研)、浦田委員(NEL)、楠委員(原電)、黒崎委員(京大)、            越塚委員(東大)、斉藤委員(東大)、佐治委員(MHI NS エンジ)、            成川委員(JAEA)、藤木委員(東芝 ESS)、芳原委員(近大)、            松浦委員(日立 GE)、宮口委員(MHI)、東委員 (WH)、            山路委員(早大)、藤丸委員代理(東電)、森松委員代理(関電)            【オブザーバー】 阿部(MELCO)、今井(安藤ハザマ)、兼近(鹿島)、小池(IHI)、            鈴木(大成)、高山(MHI)、竹地 (関電)、吉田(日揮)、吉田(大林組)</p>
議 事	<p><u>1. 参加者確認、第 3 回 WG 議事録、第 3 回 WG 資料改訂版の確認</u>            WG 委員名簿(参考 4-1)を用いて、幹事より委員交代、委員代理、オブザーバーの紹介があった。また、第 3 回 WG 議事録(資料 4-1)について幹事より説明あり。APC その他テロ対策に関する議論の対象としてセキュリティに係る事項を本 WG の議論の対象外とする事の認識については、セキュリティとセイフティのインターフェイスのある部分でセイフティに関連する部分は本 WG の議論の対象範囲に含まれるという事を確認された。            第 3 回 WG 資料改訂版(資料 4-3、資料 4-4)の前回コメント反映箇所については、資料 4-3 の可搬型設備に係る IAEA-TECDOC-1791 の“essential means”の単語表現の日本語訳についてコメントがあり、正確を期すために資料の該当箇所に英語を付記する事で修正することとなった。</p> <p><u>2. 新設炉における深層防護の実装に関する協議</u>            資料 4-6 を用いて、第 2 回 (恒設/可搬型 SA 設備) 及び第 3 回 (APC その他テロ対策) に係る論点整理を踏まえた深層防護の実装について幹事から以下が説明された。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 既設炉では、SA 対策として可搬型設備を基本として配備し、さらに APC その他テロ対策として DBA/SA 設備とは独立した特重施設を設置しており、深層防護的にはレベル 4 b (CV 破損防止機能) に重点をおいた対応となっている。</li> <li>- 一方、新設炉では、設計段階から内的・外的事象への対応や APC その他テロ対策を織り込むことで、深層防護全体の信頼性を高めるとともに各防護レベルの防護策をバランス良く講じることができる。</li> </ul> <p>上記の新設炉における深層防護の実装の考え方、不確かさへの備え (PE への配慮) として可搬型設備を位置付け、新設炉の設計として考慮するとの方向性については合意を得た。            なお、資料 4-6 において、外部/内部ハザードへの対応概念の整理、深層防護レベルの定義、深層防護策のバランスを論じる厚さについてコメントがあり、事務局で修正案を検討する事とした。            また、深層防護策のバランスについて、どのような項目をどのような指標で考えて行くかは性能目標の有り方の議論であり、本 WG では無く別の場での議論とする事を確認された。</p> <p><u>3. その他</u>            資料 4-7 に基づき、2020 春の年会での企画セッションの準備スケジュールを踏まえ、第 6 回、第 7 回の WG の議題を入れ替え企画セッションの発表内容 (案) の議論を早める事を幹事より提案し、了承を得た。</p>

## WG 開催報告

WG 名	第 5 回「次期軽水炉の技術要件検討」WG
開催日時	2019 年 8 月 1 日（木） 13:30～ 16:00
開催場所	東京大学工学部 8 号館 2 階 226 大会議室
参加者 (敬称略)	<p>32 名  山口主査(東大)、大神幹事(関電)、有田幹事(MHI)、糸井委員(東大)、  宇井委員(電中研)、浦田委員(NEL)、楠委員(原電)、黒崎委員(京大)、  越塚委員(東大)、佐藤委員(関電)、齊藤委員(東大)、  佐治委員(MHI NS エンジ)、菅原委員(電中研)、谷口委員(東電)、  成川委員(JAEA)、藤木委員(東芝 ESS)、与能本委員(JAEA)、  松浦委員(日立 GE)、宮口委員(MHI)、東委員 (WH)、山路委員(早大)  【オブザーバー】 今井(安藤がま)、兼近(鹿島)、小池(IHI)、合田(MHI)、  杉谷(MELCO)、鈴木(大成)、高山(MHI)、竹地 (関電)、森松 (関電)、  吉田(日揮)、吉田(大林組)</p>
議 事	<p><u>1. 参加者確認、第 4 回 WG 議事録、第 4 回 WG 資料改訂版の確認</u>  WG 委員名簿を用いて、幹事より委員交代の紹介、及び当該 WG 出席の委員、オブザーバーの確認があった。また、第 4 回 WG 議事録(資料 5-1)について幹事より報告あり。またコメント処理表 (資料 5-2)、第 4 回資料改訂版 (資料 5-3、5-4) に基づいて第 4 回 WG のコメント回答・処置について幹事より説明した。  DB/DEC/PE に対する発生頻度と影響度合の関係を判りやすく表現する方法に関しては DEC の外側の領域に関してどのような定義とすべきかについて補足と議論があり。表現方法については事務局にて再検討する事とし、本件以外の第 4 回 WG のコメント処置については全て確認された。</p> <p><u>2. 熔融炉心冷却方式に関する協議</u>  資料 5-5 を用いて熔融炉心冷却方式に関する議論の整理結果を幹事より報告した。  熔融炉心冷却対策に関しては IVR、ウェットキャビティ方式、ドライキャビティ方式の 3 方式について不確かさや残余のリスクを整理した結果に対して新設炉の設計選択の際に考慮すべき事項に見落とし等が無いかな等を協議した。委員より戴いたご意見を踏まえ、資料をブラッシュアップして行く事とした。さらに、新設炉では、極めて低い確率の現象(CV 破損に至る MCCI 及び水蒸気爆発)に対しても物理現象の不確かさを考慮した設計とし、残余リスクや設計上の留意事項に配慮しつつ、深層防護の実装の観点でバランスの良い防護性能となるように対策システムを設計する方針であることを説明し、合意を得た。</p>

## WG 開催報告

WG 名	第 6 回「次期軽水炉の技術要件検討」WG
開催日時	2019 年 11 月 8 日（金） 13:30～ 16:00
開催場所	東京大学工学部 8 号館 2 階 226 大会議室
参加者 (敬称略)	<p>33 名  山口主査(東大)、山本幹事(名大)、大神幹事(関電)、有田幹事(MHI)、糸井委員(東大)、宇井委員(電中研)、浦田委員(NEL)、楠委員(原電)、黒崎委員(京大)、越塚委員(東大)、佐治委員(MHI NS エンジ)、佐藤委員(関電)、菅原委員(関大)、谷口委員(東電)、成川委員(JAEA)、東委員 (WH)、藤木委員(東芝 ESS)、芳原委員 (近大)、松浦委員(日立 GE)、宮口委員(MHI)、山路委員(早大)、与能本委員(JAEA)  【オブザーバー】 伊地知(IHI)、今井(安藤ハブ)、兼近(鹿島)、嶋田(日揮)、杉林(MELCO)、鈴木(大成)、高山(MHI)、田口(関電)、竹地 (関電)、森松 (関電)、吉田(大林組)</p>
議 事	<p><u>1. 参加者確認、第 5 回 WG 議事録、第 5 回 WG 資料改訂版の確認</u>  WG 委員名簿を用いて、幹事より当該 WG 出席の委員の確認があった。また、オブザーバーの交代等による新たな出席者からの自己紹介があった。  次に、第 5 回 WG 議事録(資料 6-1)について幹事より報告あり。またコメント処理表 (資料 6-2)、第 5 回資料改訂版 (資料 6-3、6-4) 等に基づいて第 5 回 WG のコメント回答・処置について幹事より説明した。  溶融炉心冷却対策 (資料 6-4)に関しては福島第一発電所事故を経てその必要性が強く認識されたものではあるが、同事故の事象の全容が明らかになっていない現時点では、主として米国：TMI の経験、欧州：チェルノブイリの経験を踏まえた技術について議論されたものと考えべきであり、福島第一発電所事故から得られる知見の詳細を踏まえた設計への反映については今後の継続課題であるとの意見を戴いた。</p> <p><u>2. 「2020 年春の年会」原子力発電部会企画セッションでの発表骨子に関する協議</u>  資料 6-5 を用いて「2020 年春の年会」原子力発電部会企画セッションで WG の成果報告を行う事の趣意と発表の骨子に関して幹事より報告した。発表の骨子全体に関しては特に異論はなかった。なお、福島第一発電所事故の経験を踏まえた安全性向上の議論として外的事象への対応を WG の議論の対象外とする説明方法や深層防護の実装のバランスにおける既設炉との比較での表現方法については、聴講者に誤解を与えないように注意して発表を纏めるようコメントあった。  本件については、委員にて改めて内容確認し、11/22 までに幹事宛てへ追加コメント等あればご連絡戴くよう要請した。本日戴いたコメントも踏まえ企画セッションの発表資料をブラッシュアップし、第 7 回 WG(2/19 予定)に最終確認戴く予定である事を幹事より説明した。</p>

## WG 開催報告

WG 名	第 7 回「次期軽水炉の技術要件検討」WG
開催日時	2020 年 2 月 19 日 (水) 13:30～ 16:15
開催場所	東京大学工学部 8 号館 2 階 226 大会議室
参加者 (敬称略)	<p>36 名  山口主査(東大)、山本幹事(名大)、田口幹事代理(関電)、有田幹事(MHI)、  宇井委員(電中研)、浦田委員(NEL)、楠委員(原電)、黒崎委員(京大)、  越塚委員(東大)、佐治委員(MHI NS エンジ)、佐藤委員(関電)、  菅原委員(関大)、谷口委員(東電)、成川委員(JAEA)、東委員 (WH)、  藤木委員(東芝 ESS)、芳原委員 (近大)、松浦委員(日立 GE)、  山路委員(早大)、与能本委員(JAEA)、水田委員代理(MHI)  【ワグザバー】 利根川(エネ庁)、阿部(MELCO)、今井(安藤ハヤマ)、  兼近(鹿島)、小池(IHI)、杉林(MELCO)、鈴木(大成)、高山(MHI)、  竹地 (関電)、藤丸(東電)、松本(安藤ハヤマ)、森松 (関電)、吉田(日揮)、  吉田(大林組)</p>
議 事	<p>1. <u>参加者確認、第 6 回 WG 議事録、第 6 回 WG 資料改訂版の確認</u>  幹事より当該 WG 出席の委員の確認があった。  次に、第 6 回 WG 議事録(資料 7-1)について幹事より報告あり。またコ  メント処理表 (資料 7-2)、第 6 回資料改訂版 (資料 7-3) に基づいて第 6  回 WG のコメント回答・処置について幹事より説明した。なお、2020 年  春の年会 原子力発電部会企画セッションの予稿については 2/6(木)に学会  事務局へ既に提出されている旨幹事より報告した。  安全確保の実装の考え方として既設炉から変え得る対策という論点抽出  の切口に関する判り易い説明、外部ハザードの深層防護に対する取組と課  題への共通認識の確認の為のコメント、企画セッションでの判り易い資料  表現などに関するご意見を戴き、対応を協議して処置方針を確認した。</p> <p>2. <u>原子力発電部会「次期軽水炉の技術要件検討 WG」報告書について</u>  資料 7-4 を用いて WG 報告書に関するレビューを 3/19 日途に実施するよ  う委員に対して幹事より依頼した。本日の気づき事項としてコメント戴い  た事も含め、別途ご連絡戴くコメントも集約し、事務局にて反映処置を検  討させて戴く事とした。</p>

---

---

## 次期軽水炉の技術要件について

### 「次期軽水炉の技術要件検討」 ワーキンググループ報告書

2020年6月30日 初版 第1刷発行

発行所 一般社団法人 日本原子力学会  
(〒105-0004) 東京都港区新橋 2-3-7  
(新橋第二中ビル3階)  
電話 (03) 3508-1261 ; FAX (03) 3581-6128  
URL <http://www.aesj.net>

印刷 ニッセイエブプロ株式会社  
(〒105-0003) 東京都港区西新橋 1-18-17  
(明産西新橋ビル6階)

---

---

©2020 Atomic Energy Society of Japan

ISBN978-4-89047-175-1

二〇二〇年六月三十日発行

発行所 一般社団法人 日本原子力学会

(〒一〇五-一〇〇〇四) 東京都港区新橋二丁目三番七号(新橋第二中ビル3階)  
TEL (〇三) 三五〇八-一二六一 FAX (〇三) 三五八一-六二二八