

# 各国における 確率論的リスク評価の活用状況

平成27年3月  
経済産業省

# 韓国と台湾における 確率論的リスク評価の活用状況

(自主的安全性向上・技術・人材WG 第5回会合 資料1への追加事項)

# 韓国におけるPRA活用の経緯

- 1994年 原子力安全政策
  - 韓国の規制当局である韓国原子力安全技術院(KINS)は、原子力安全政策を提示し、その中でリスク情報の規制や許認可の申請への活用を宣言。
- 2001年 過酷事故政策
  - KINSは、事業者に対して過酷事故対応策を講じるように要求した過酷事故政策を発表。
  - その中で、国内の全ての運転中の原子力発電所におけるレベル1及びレベル2PRAの実施を要求するとともに、安全目標を提示。
- 2006年 全プラントにおけるPRAの実施
  - 過酷事故政策におけるPRA実施の要求を受け、国内唯一の原子力事業者である韓国水力原子力(KHNP)はPRAモデルの開発を進め、運転中の全ての原子力発電所におけるレベル1及びレベル2PRAと、建設中の全ての原子力発電所における停止時・低出力運転時PRAを実施。
- その後もKHNPは、PRAの結果を原子力発電所の運転に係る認可変更や設計へのフィードバックとして継続的に利用
  - 韓国の原子力発電所においては、90%程度の平均設備利用率を維持。(※2012年以降の設備利用率低下は、品質関連文書偽造問題(KHNPの原子力発電所に品質保証書等を偽造して納品された部品があることが判明)への対応で、偽造部品交換のために運転停止や定期検査期間延長を行うプラントが出たため。)

年	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014
韓国の原子力発電所の平均設備利用率(%)	92.1	92.8	90.9	93.6	90.4	89.5	90.3	82.3	75.7	85.4

(出典)“JANSI Annual Conference 2014 for Step up”, 韓国水力原子力発電会社中央研究所 発表資料  
JNES「韓国における原子力発電所部品の品質関連文書偽造について」、韓国水力原子力発電会社HP

## 認可変更におけるPRAの活用

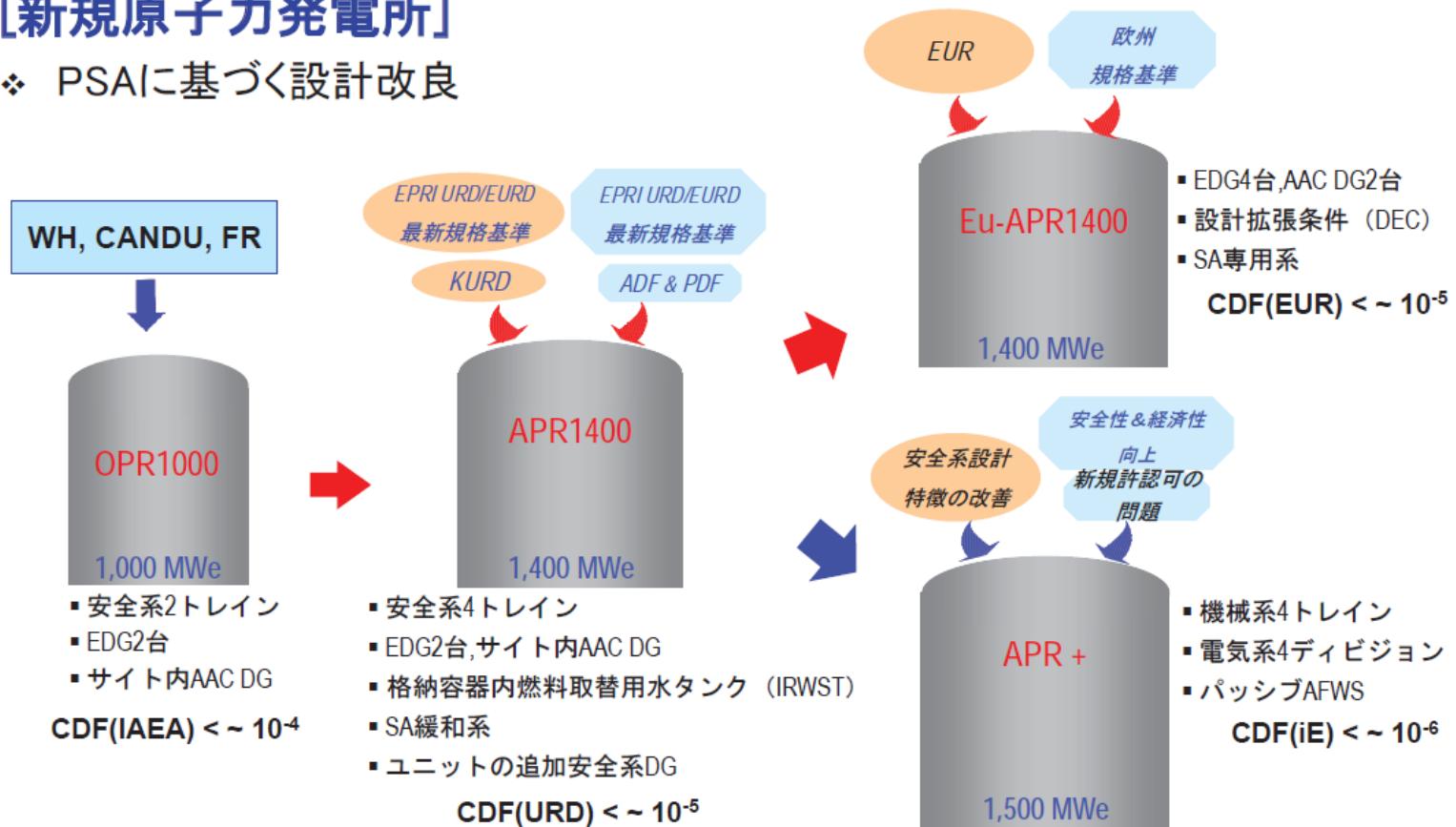
- KHNPIは、これまで多数のプラントにおいてPRAの結果を利用した認可変更を申請。
- KINSは、変更に伴うCDF(炉心損傷頻度)やLERF(早期大規模放出頻度)の変化を安全目標に照らし、変更承認の可否を判断。
  - 許容待機除外時間(AOT: Allowed Outage Times、安全上の要求から多重性の機能を持つ機器の片方が、故障やその復旧等の理由で待機状態にない期間)の延長  
(例)インバータのAOTを24時間から7日に変更(ハヌル原発3・4号機)
  - サーベイランス試験間隔(STI: Surveillance Test Interval、原子炉における機器への照射影響を調べるために、監視試験片を取り出して行う試験の実施間隔)の延長  
(例)原子炉保護系(※1)及び工学的安全施設作動系(※2)のSTIを1ヶ月から3ヶ月に変更(古里原発1～4号機、ハンビット原発1～6号機、ハヌル原発3～6号機、月城原発2～4号機)  
※1:過渡変化や事故発生時に、原子炉を緊急停止させる設備  
※2:事故発生時に異常を検知し、工学的安全施設(非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器スプレイ設備 等)を作動させる設備
  - 原子炉格納容器の総合漏えい率試験(ILRT: Integrated Leak Rate Test)の実施間隔の延長  
(例)ILRTを5年から10年に変更(古里2～4号機、ハンビット原発1～6号機、ハヌル原発1～6号機)

## 新設炉の設計へのPRAの活用

- KHNPは、プラントメーカーと連携し、各原子力発電所におけるPRAの結果を新設炉の設計に活用しており、設計の変更によりCDF等の定量的指標が低下することをPRAにより確認している。

### [新規原子力発電所]

#### ❖ PSAに基づく設計改良



## PRAの規制要件化に向けた動き

- 2001年にKINSが示した過酷事故政策により、全運転中プラントでのPRA(レベル1及びレベル2)の実施が要求されたが、PRAの実施は規制要件ではない。
- 福島第一原発事故を受けて、建設許可及び運転許可申請時における以下のようなPRAの実施を規制要件とする方向で作業が進められている。
  - 建設許可申請
    - 全出力運転時の内的事象及び外的事故を対象とするレベル1・2・3PRA
  - 運転許可申請
    - 全出力運転時の内的事象及び外的事故を対象とするレベル1・2・3PRA
    - 停止時・低出力運転時の内的事象及び外的事故を対象とするレベル1・2PRA

## フォローアップ措置後のPRAモデル更新とPRAの実施

- 福島第一原発事故を受け、規制当局と学術界が共同で原子力施設の安全確保に係る50項目のフォローアップ措置を策定。
- これを受け、KHNPIは代替冷却系の設置、訓練プログラムの改善、シビアアクシデント緩和系の強化等の安全性向上策を実施。その後、全出力運転時レベル2PRAモデルと停止時・低出力運転時レベル1PRAモデルを更新した上で、全原子力発電所において停止時・低出力運転時PRAを実施し、各発電所におけるCDFとLERFの低下を確認。

# (参考) 韓国における安全目標

- KINSは、2001年に発表した過酷事故政策の中で、安全目標を提示。
- 安全目標は、認可変更の審査において変更承認の可否の判断材料として活用されるとともに、新設炉の建設認可及び運転認可申請時(※ただし、PRAの実施は規制要件ではない)に参考される。

## ＜安全目標＞

- 事故時の原子力発電プラント近傍の個人急性死亡のリスクは、他の全ての事故による急性死亡リスクの総和の0.1%を超えてはならない。
- 原子力発電プラント周辺の住民に対する、原子力発電所の運転により生じるかもしれないガン死亡のリスクは、他の全ての原因によるガン死亡のリスクの総和の0.1%を超えてはならない。
- 上記目標を達成するために、炉心損傷防止、格納容器からのFP放出の緩和を目的とした性能目標を設定すべきである。

## ＜性能目標＞

- 過酷事故政策に示された性能目標について、既設炉と新設炉のそれぞれに対し、炉心損傷頻度(CDF)と早期大規模放出頻度(LERF)に関する以下の数値が示されている。
  - 既設炉:  $CDF < 10^{-4}/\text{炉年}$ 、 $LERF < 10^{-5}/\text{炉年}$
  - 新設炉:  $CDF < 10^{-5}/\text{炉年}$ 、 $LERF < 10^{-6}/\text{炉年}$

# 台湾におけるPRA活用の経緯

- 1982年 原子能委員会(AEC)と米国原子力規制委員会(NRC)の交流
  - NRCとの交流の後、台湾の規制当局であるAEC(※)は、同国におけるPRAの実施計画を主導し、同年、PRAの技術を導入。  
※台湾においては、行政院に設置された原子能委員会(AEC)が原子力利用の推進と規制の両方を実施しており、このうち研究炉や商用炉に係る原子力安全規制については、AECの事務局の1つである原子力規制部とAEC内部の諮問委員会が実施。
- 1985年 実機プラントにおけるPRAモデルの完成
  - AECは、国聖原子力発電所のPRAモデルを構築し、炉心損傷頻度(CDF)を評価。
  - 1991年までに、運転中の他の原子力発電所(金山、馬鞍山)のPRAモデルも完成。
- 1994年 台湾電力公司(tpc)による「日常運転監視に適用できるPRA計画」の立案
  - 国内唯一の原子力事業者であるTPCは、本計画に沿って、1995年までに運転中の全原子力発電所(国聖、金山、馬鞍山)におけるPRAモデルの更新(レベル1及びレベル2)を実施。
  - 1995年以降、TPCは3年毎に原子力発電所のPRAの更新計画をAECに提出。
- その後、TPCは国内において原子力研究開発を行う唯一の国立機関である核能研究所(AINER)の協力の下、原子力発電所の管理に利用可能なPRA関連ソフト等の開発及びその利用を実施

(出典)核能研究所2009年年報

原子能委員会HP

EU Peer Review Report of the Taiwanese Stress Tests, 2013

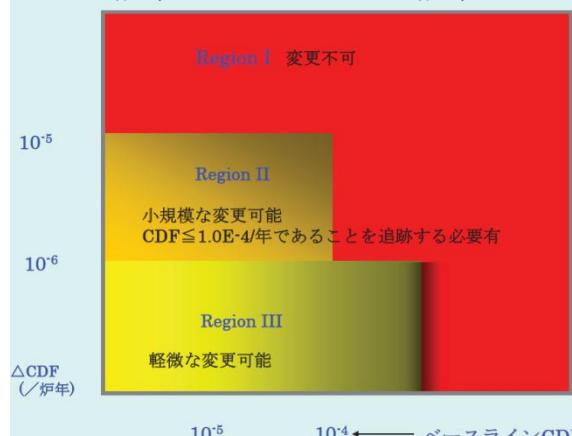
# 台湾におけるPRAの活用例

## 認可変更におけるPRAの活用

- TPCは、PRAの結果を利用し、以下のような認可変更を申請。
  - 許容待機除外時間(AOT: Allowed Outage Times、安全上の要求から多重性の機能を持つ機器の片方が、故障やその復旧等の理由で待機状態にない期間)の延長
  - サーベイランス試験間隔(STI: Surveillance Test Interval、原子炉における機器への照射影響を調べるために、監視試験片を取り出して行う試験の実施間隔)の延長
  - 供用期間中検査(ISI: In-Service Inspection、安全上重要な設備等の経年劣化等を定期的に確認する検査)の対象設備の検査頻度の変更
- TPCは、規制当局への認可変更に際し、変更に伴うCDF(炉心損傷頻度)やLERF(早期大規模放出頻度)の変化を評価。AECは、リスク情報を活用した規制(RIR)に係るNRCの規制ガイドライン(R.G. 1.174)等を用いて変更承認の可否を判断。

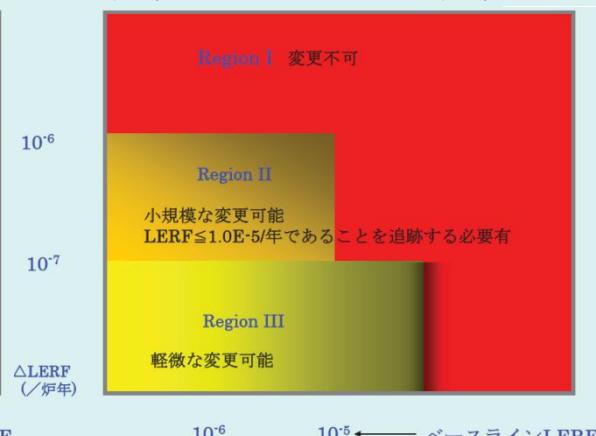
### 容認基準1:

$1.0E-6/\text{炉年} < \Delta \text{CDF} \leq 1.0E-5/\text{炉年}$



### 容認基準2:

$1.0E-7/\text{炉年} < \Delta \text{LERF} \leq 1.0E-6/\text{炉年}$



(例) 20年間の配管の検査回数と $\Delta \text{CDF}$ 及び $\Delta \text{LERF}$ の評価結果(検査回数をISIからRI-ISIに変更した場合のCDFとLERFの変化)

※1st: 金山、2nd: 国聖、3rd: 馬鞍山

プラント・ユニット	クラスI配管		クラスII配管		リスク変化(1/炉年)	
	ISI	RI-ISI	ISI	RI-ISI	$\Delta \text{CDF}$	$\Delta \text{LERF}$
1st NPP	1号機	203	56	134	29	$-3.70E-7$
	2号機	205	56	136	29	$-9.48E-7$
2nd NPP	1号機	120	49	123	6	$-1.14E-7$
	2号機	122	49	110	6	$-9.97E-8$
3rd NPP	1号機	198	72	193	37	$-9.00E-6$
	2号機	196	72	193	37	$-9.00E-6$

(出典) "JANSI Annual Conference 2014 for Step up", 台湾電力公司 発表資料

EU Peer Review Report of the Taiwanese Stress Tests, 2013

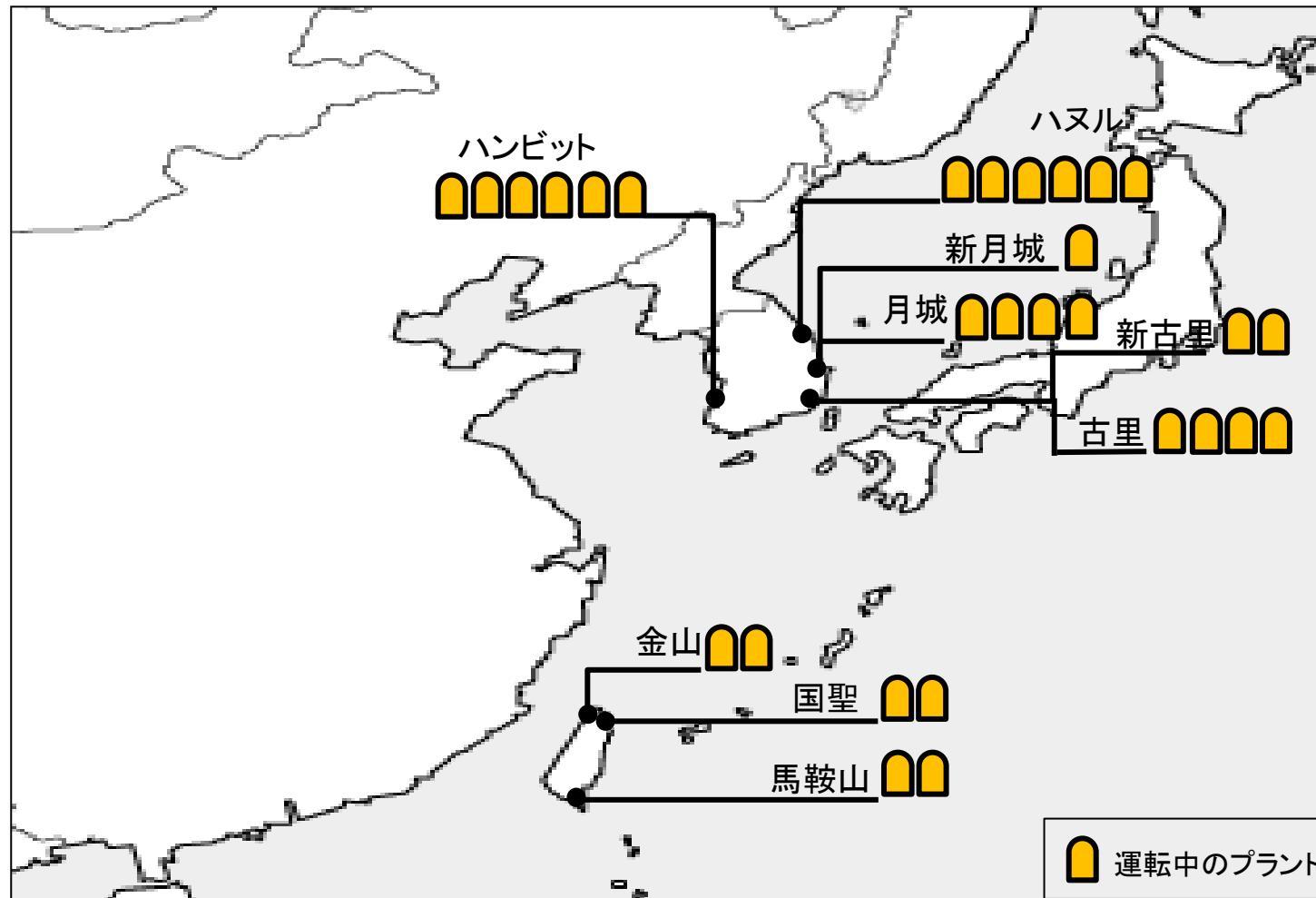
## 最新知見と追加安全対策を踏まえた地震PRAの実施

- TPCでは、1995年までに全ての原子力発電所におけるPRA(レベル1及びレベル2PRA)が実施されている。
- 現在、最新の知見及び福島第一原発事故後に行われた安全対策を踏まえ、全ての原子力発電所において地震PRA(レベル1及びレベル2PRA)を実施中。2015年中期に実施完了予定。

## (参考) 韓国と台湾における運転中の原子力発電所

- 現在、韓国においては23基、台湾においては6基の原子力発電所が運転中。

### <韓国と台湾における原子力発電所の立地状況(2014年1月1日時点)>



# 各国における主なPRA活用状況の比較①

	米国	英国	仏国	韓国	台湾	日本	
産業界によるPRAの活用事例	<ul style="list-style-type: none"> <li>認可変更申請           <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ Tech. Spec. の変更</li> <li>✓ 構築物、系統及び機器(SSC)の再分類</li> <li>✓ 供用期間中試験(IST)の試験頻度の変更等</li> </ul> </li> <li>建設段階における設計の変更</li> <li>系統解析による機器の深層防護能力の特定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>許認可申請</li> <li>定期安全レビュー(PSR)</li> <li>公聴会におけるリスクコミュニケーション</li> <li>保安規定の変更</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>許認可申請</li> <li>PSR</li> <li>各事故シーケンスのリスク上の重要性の確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>認可変更申請           <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 許容待機除外時間(AOT)の変更</li> <li>✓ サーベイランス試験間隔(STI)の変更</li> <li>✓ 総合漏えい率試験(ILRT)実施間隔の変更等</li> </ul> </li> <li>新設炉の設計への活用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>認可変更申請           <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ AOTの変更</li> <li>✓ STIの変更</li> <li>✓ ISTの変更</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>許認可申請(事故シーケンス抽出のためのみに利用)</li> <li>安全性向上評価の実施と届出</li> </ul>	
規制当局によるPRAの活用	許認可関連	<ul style="list-style-type: none"> <li>許認可審査(新設炉のみ)</li> <li>認可変更申請の審査における変更措置の妥当性の判断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>許認可審査(数値目標(安全目標)との比較のため、実質的にレベル3PRAの実施を要求)</li> </ul>	許認可審査	<ul style="list-style-type: none"> <li>認可変更申請の審査における変更措置の妥当性の判断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>認可変更申請の審査における変更措置の妥当性の判断(米国の規制ガイドラインを利用)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>許認可審査(事故シーケンス抽出のためのみに要求)</li> </ul>
	上記以外	<ul style="list-style-type: none"> <li>規則作成時のバックフィット評価</li> <li>追加検査のチーム編成</li> <li>原子炉監視プロセス(ROP)</li> <li>プラントの安全目標(性能目標)への適合性の確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>PSR(数値目標(安全目標)との比較のため、実質的にレベル3PRAの実施を要求)</li> </ul>	PSR		<ul style="list-style-type: none"> <li>安全性向上評価</li> </ul>	

# 各国における主なPRA活用状況の比較②

	米国	英国	仏国	韓国	台湾	日本
安全目標	<p>＜定性的目標＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・公衆の個人の生命と健康に著しい追加的リスクが生じない</li> <li>・社会的リスクは、他の競合する発電技術のリスクと同等以下</li> </ul> <p>＜定量的目標＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事故時のプラント近傍の急性死亡リスクが、他の事故による急性死亡リスクの総和の0.1%未満</li> <li>・プラント周辺の住民のガン死亡リスクは、他のガン死亡のリスクの総和の0.1%未満</li> </ul> <p>＜性能目標＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・既設炉 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ <math>CDF &lt; 10^{-4}/\text{炉年}</math></li> <li>✓ <math>LERF &lt; 10^{-5}/\text{炉年}</math></li> </ul> </li> <li>・新設炉 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ <math>CDF &lt; 10^{-4}/\text{炉年}</math></li> <li>✓ <math>LERF &lt; 10^{-6}/\text{炉年}</math></li> </ul> </li> </ul> <p>(CDF:炉心損傷頻度、LERF:早期大規模放出頻度、LRF:大規模放出頻度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・複数の項目についてBSL(基本安全レベル)とBSO(基本安全目標)がそれぞれ定められている。</li> </ul> <p>(例)原子力事故による発電所外の公衆の個人死亡リスク</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ BSL: <math>10^{-4}/\text{年}</math></li> <li>✓ BSO: <math>10^{-6}/\text{年}</math></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・絶対値を用いた安全目標は設定していない。(ケースバイケースで参考値が設定されることはある)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事故時のプラント近傍の急性死亡リスクが、他の事故による急性死亡リスクの総和の0.1%未満</li> <li>・プラント周辺の住民のガン死亡リスクは、他のガン死亡のリスクの総和の0.1%未満</li> </ul> <p>＜性能目標＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・既設炉 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ <math>CDF &lt; 10^{-4}/\text{炉年}</math></li> <li>✓ <math>LERF &lt; 10^{-5}/\text{炉年}</math></li> </ul> </li> <li>・新設炉 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ <math>CDF &lt; 10^{-5}/\text{炉年}</math></li> <li>✓ <math>LERF &lt; 10^{-6}/\text{炉年}</math></li> </ul> </li> </ul>	・設定していない。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・旧原子力安全委員会における検討結果は、原子力規制委員会が安全目標を議論する上での基礎となる。</li> <li>・福島第一原発事故を踏まえ、発電用原子炉については、事故時のセシウム137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万炉年に1回程度を超えないように抑制されるべき。(テロ等によるものを除く)</li> </ul>