

第4世代原子炉システムの安全性

概要 / 目的:

第4世代原子炉技術ロードマップで特定されている目標には、高い安全性と信頼性があります。今回はその目標達成に向けた6種類の第4世代原子炉に関するGIFリスク安全性ワーキンググループ(RSWG)の活動、ならびに、第4世代原子炉システムの安全原則、先進炉に対する現在の安全性の枠組み、安全評価のために開発された安全性評価手法、さらには、安全設計評価者と、第4世代原子炉システムのプラント設計者に共同で進めている各プラントの評価作業について紹介します。

講演者紹介:

Dr. Luca Ammirabile は、欧州委員会(EC)に所属し、共同研究センター(ペッテン、オランダ)において原子炉安全・緊急時対策ユニットの原子力事故モデリング(NURAM)チームのグループリーダーを務める。彼のグループは、シビアアクシデントの予防・緩和とソースターム推定に関連した安全性課題に焦点を当てた、現行炉と革新的原子炉の安全性評価を担当する。現在は、炉心熱流動解析、決定論的コードの適用と開発、先進的原子炉の安全評価を対象とした研究活動を実施している。



2014年以降、第4世代原子炉システムに関する国際フォーラムのリスク安全性ワーキンググループの共同議長を務める。また、OECD/NEAが組織する事故分析管理作業部会(WGAMA)と先進炉の安全性に関する作業部会(WGSAR)の欧州委員会代表も務める。2007年の欧州委員会所属前は、Tractebel Engineering(現 Tractebel Engie、ベルギー)の熱水力・過酷事故部門に勤務し、ベルギーの原子力発電所の安全性評価を支援するための革新的な方法論の開発などのプロジェクトに従事した。2003年にインペリアル・カレッジ・ロンドンで博士号を、1999年にイタリアのピサ大学で原子力工学の修士号を取得。

リスク安全性ワーキンググループ:

GIFリスク安全性ワーキンググループ(RSWG)の主要な目的は、「安全性、リスク、規制についての、第四世代システム間で一貫したアプローチの推進」である。

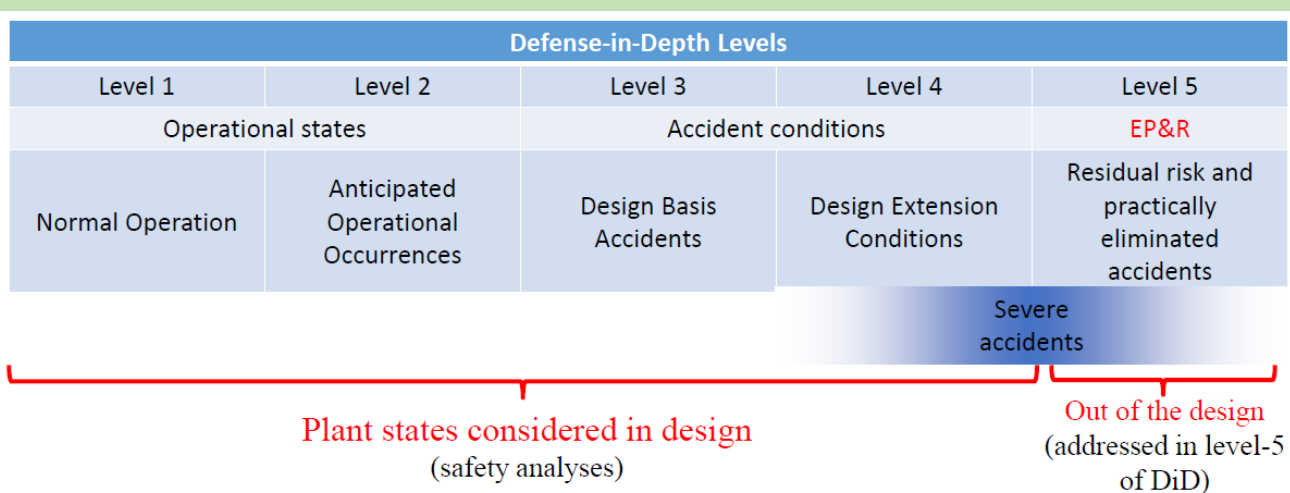
この目的のためRSWGは、技術的中立な統合安全評価方法論(ISAM)の開発及び推進を行っている。

System	Neutron Spectrum	Coolant	Pressure (MPa)	Temperature (°C)	Fuel Cycle	Size (MW)
GFR	Fast	Helium	~9	850	Closed	1200
LFR	Fast	Lead	0.1+ (atm.)	480–800	Closed	45–1500
MSR	Fast or Thermal	Fluoride or chloride salts	0.1+ (atm.)	700–800	Closed	1000–1500
SFR	Fast	Sodium	0.1+ (atm.)	550	Closed	50–1500
ScWR	Thermal or fast	Water	~25	510–625	Once-through or Closed	10–over 1000
VHTR	Thermal	Helium	~5.5	900–1000	Once-through	250–300

安全・信頼性目標の解釈(深層防護):

GIFの安全・信頼性目標は、深層防護の概念と対応付けられる。

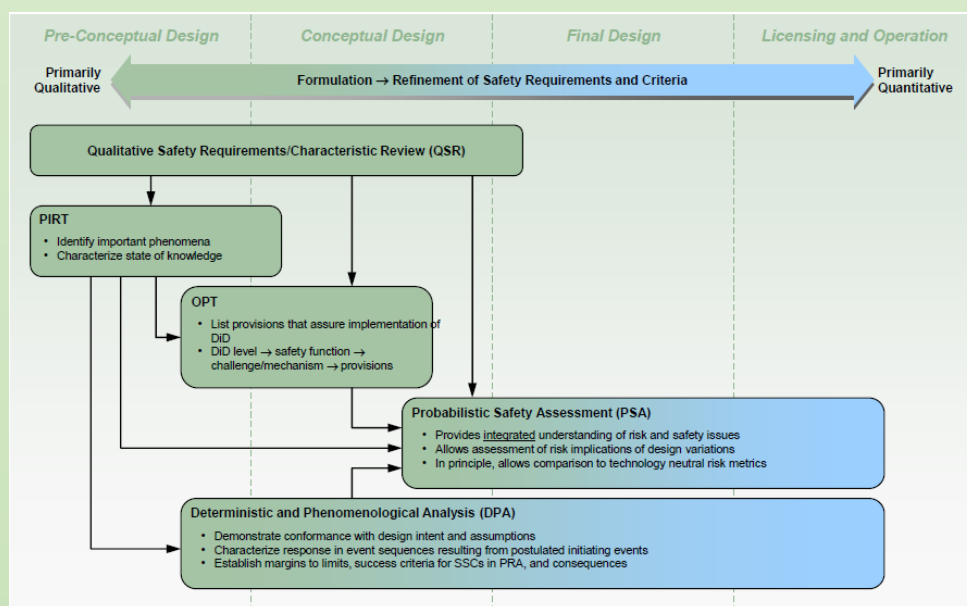
- 運用における安全性・信頼性に優れる
 - 深層防護 Level 1-2 [通常運転, 異常過渡状態]
- 炉心損傷の可能性と規模が十分に小さい
 - 深層防護 Level 2-3 [過酷事故防護設計]
- オフサイト緊急時対応の必要性を排除できる
 - 深層防護 Level 4 [過酷事故緩和設計]



統合安全評価方法論 (ISAM):

ISAM は以下の五種類の分析ツールで構成される。

- 定性的安全特性レビュー (QSR)
- 現象同定/順位付け表 (PIRT)
- 目的条項樹形図 (OPT)
- 決定論的/現象論的評価 (DPA)
- 確率論的安全評価 (PSA)



定性的安全特性レビュー (QSR):

QSRは、設計に所望の安全特性が組み込まれていることを確認するための、体系的かつ定性的な手段として作成される「チェックリスト」である。

現象同定/順位付け表 (PIRT):

PIRTは、システムとコンポーネントの脆弱性、安全性及びリスクへの相対的な寄与を特定することを目的に作成される。

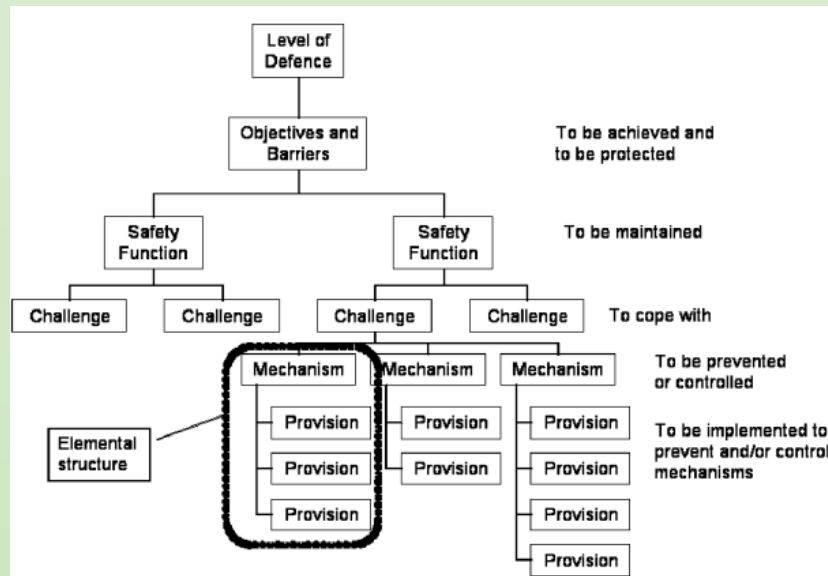
System	Component	Phenomena/Characteristics/State variables	R						KL ₁						KL ₂					
			A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B	A	B
BRSS	SASS	SASS actuation temperature	H	H	1	2	3	4												
Reactor	Upper core region around SASS	Coolant transport delay time from core outlet to around SASS	H	H	3	2	3	3												
		Time constant of temperature response delay from coolant around SASS to SASS device	M	M	1	2	3	3												
		Core outlet temperature of the coolant that flows to around SASS	H	H	3	3	3	3												
	Reactor core	Doppler reactivity	M	M	4	4	4	4												
		Fuel temperature reactivity	L	M	4	3	4	3												
		Fuel cladding temperature reactivity	M	M	4	4	4	4												
		Coolant temperature reactivity	H	H	4	4	4	4												
		Coolant flow rate halving time	H	H	4	4	4	4												
		Power distribution	M	M	4	4	4	4												
		Flow rate distribution among core assemblies	M	M	4	4	4	4												
		Coolant temperature at the core inlet and outlet	L	L	4	4	4	4												
		Fuel pin gap heat transfer coefficient	M	M	4	3	4	3												
		Fuel pellet thermal conductivity	I	I	4	4	4	4												
		Thermal material property of fuel cladding and coolant	I	I	4	4	4	4												
RPCS	Temperature I&C	Coolant temperature to be used reactor power control	M	L	4	4	4	4												
PHTS	Pump	Pump rotating inertia	M	M	4	4	4	4												
	-	Pressure loss in the reactor and PHTS	M	M	4	4	4	4												

PIRT

Knowledge Base Gap Determination				
Adequacy of knowledge	Rank of Phenomenon			
	H	M	L	I
(4) Fully known; small uncertainty				
(3) Known; moderate uncertainty				
(2) Partially known; large uncertainty	GAP	GAP		
(1) Very limited knowledge; uncertainty cannot be characterized	GAP	GAP	GAP	

目的条項樹形図 (OPT):

OPTは、原子炉に損傷を与える可能性のある事故の、防止または制御と緩和のための条項を特定するために作成される図である。



決定論的/現象論的評価 (DPA):

DPAは、既知の課題に対するシステムの応答を評価し、概念/設計開発の指針とする、古典的な安全評価である。従来の安全解析コードに基づいて実施されたDPAの結果は、PSAへの入力の一部として用いられる。

確率論的安全評価(PSA):

PSAは発生しうる事故を広範に把握するために実施され、予備概念設計の終盤から最終設計段階に至るまで繰り返し実施される。

