

研究が規制基準になるまで

平成29年8月22日

日本原子力学会原子力安全部会

夏期セミナー

@いわき湯本・吹き湯

東北大学 阿部 清治

～講義に先立って～

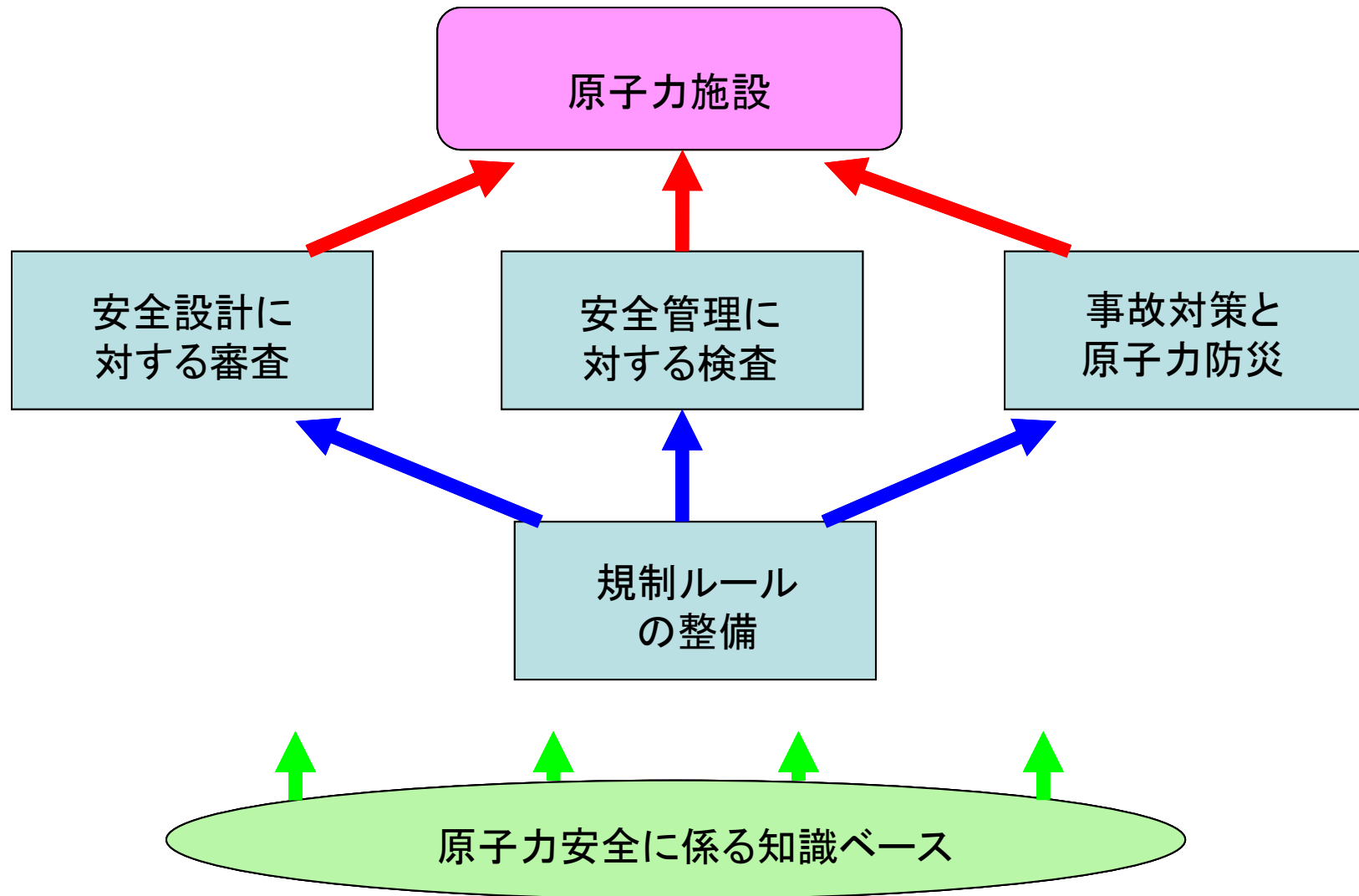
規制における安全研究の役割

- 原子力規制の最大目的は原子力災害の防止¹⁾。
- 1970年に公刊された米国の原子炉安全研究 (Reactor Safety Study: RSS、WASH-1400)²⁾以降、「原子炉のリスクにとって重要なのは、たとえ発生頻度は小さくとも、炉心が溶融し格納容器が破損するような重大な事故」というのは原子力界の共通認識。
- 2011年3月11日の福島第一原子力発電所(以下、「福島第一」)の炉心溶融事故は、周辺社会に大きな影響。
- 従って、原子力規制では「炉心溶融事故の発生を防止し、万一発生してしまった場合にはその影響を緩和する」ことが特に重要。

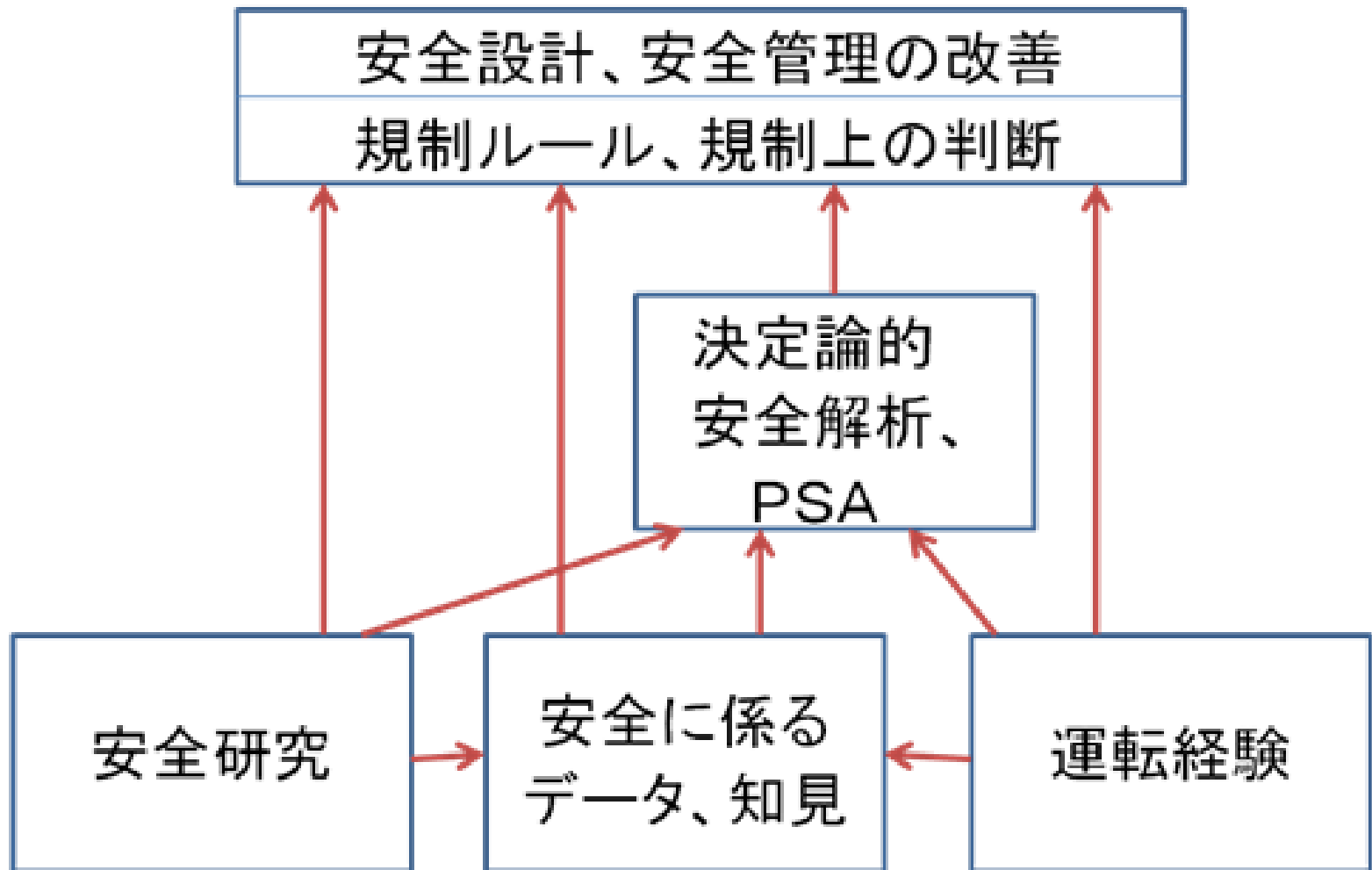
規制の原則

- 一方、規制は最新の知見に基づくことが原則。ここで「知見」とは以下のようなもの。
 - 国内外での事故や故障経験から得られる教訓、
 - 原子力安全研究の成果、
 - 確率論的評価 (Probabilistic Safety Assessment: PSA) *) の結果、
 - 国際基準や国外規制。
- 安全研究の側から見れば、事故故障分析やPSAを含め、安全研究は「規制に資するための研究」という位置づけ。

*) PSAと確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment: PRA) は同義



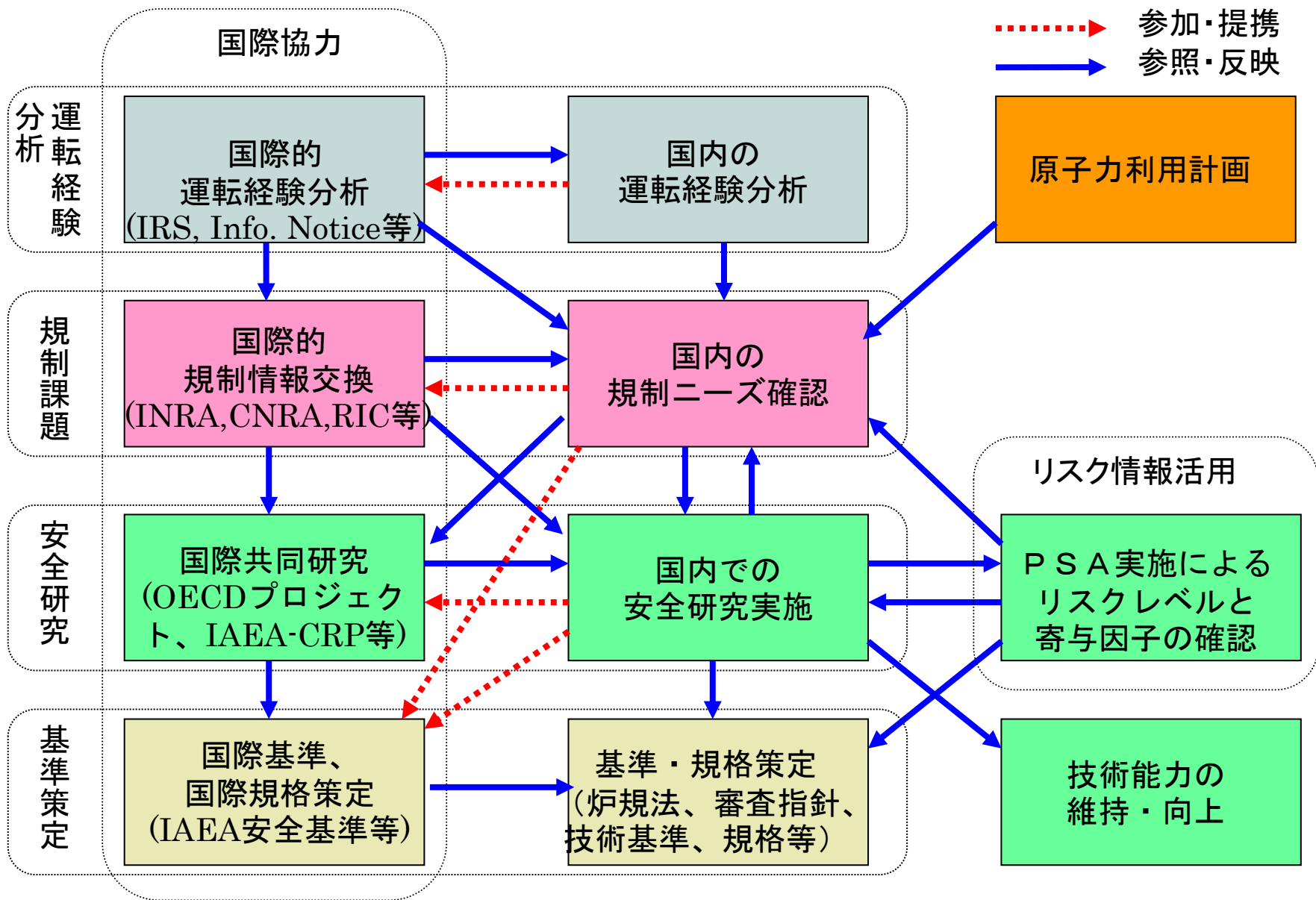
規制の要素と知識ベースの関係³⁾



PSA、運転経験、安全研究の活用プロセス⁴⁾

私の経歴

- 私は元々、旧日本原子力研究所（以下、「原研」）の研究者。原子炉の炉心溶融事故解析研究や地震リスク評価研究に従事。持論は「規制に役立つ安全研究」（後輩によれば「アベイズム」）。
- 原研在籍時は、旧原子力安全委員会（以下、「原安委」）や旧通商産業省の原子力規制に関する各種委員会に参加して規制支援。
- 2003年11月からは経済産業省原子力安全・保安院（以下、「保安院」）の審議官。そこでの責務は、①原子力安全に関する国際動向を把握し、②必要な安全研究を実施し、③リスク情報を活用して、④基準・規格を整備すること。



安全研究の位置づけ³⁾

私の経歴(続き)

- 福島第一事故後に、旧原子力安全基盤機構(以下、「JNES」)や日本原子力学会原子力安全部会(以下、「安全部会」)で事故分析^{5), 4)}。
- 原子力規制委員会(以下、「規制委」)及び原子力規制庁(以下、「規制庁」)発足後は、発電炉、サイクル施設、廃棄物埋設施設に係る新規制基準(以下、「現行規制基準」)の策定に参加。
- 本講義では、私自身の経験を踏まえて、過去の炉心溶融事故解析研究や地震リスク評価研究の成果がどのように規制基準に反映されてきたか、どういうところに問題があったか等を紹介する。

本講義での説明内容

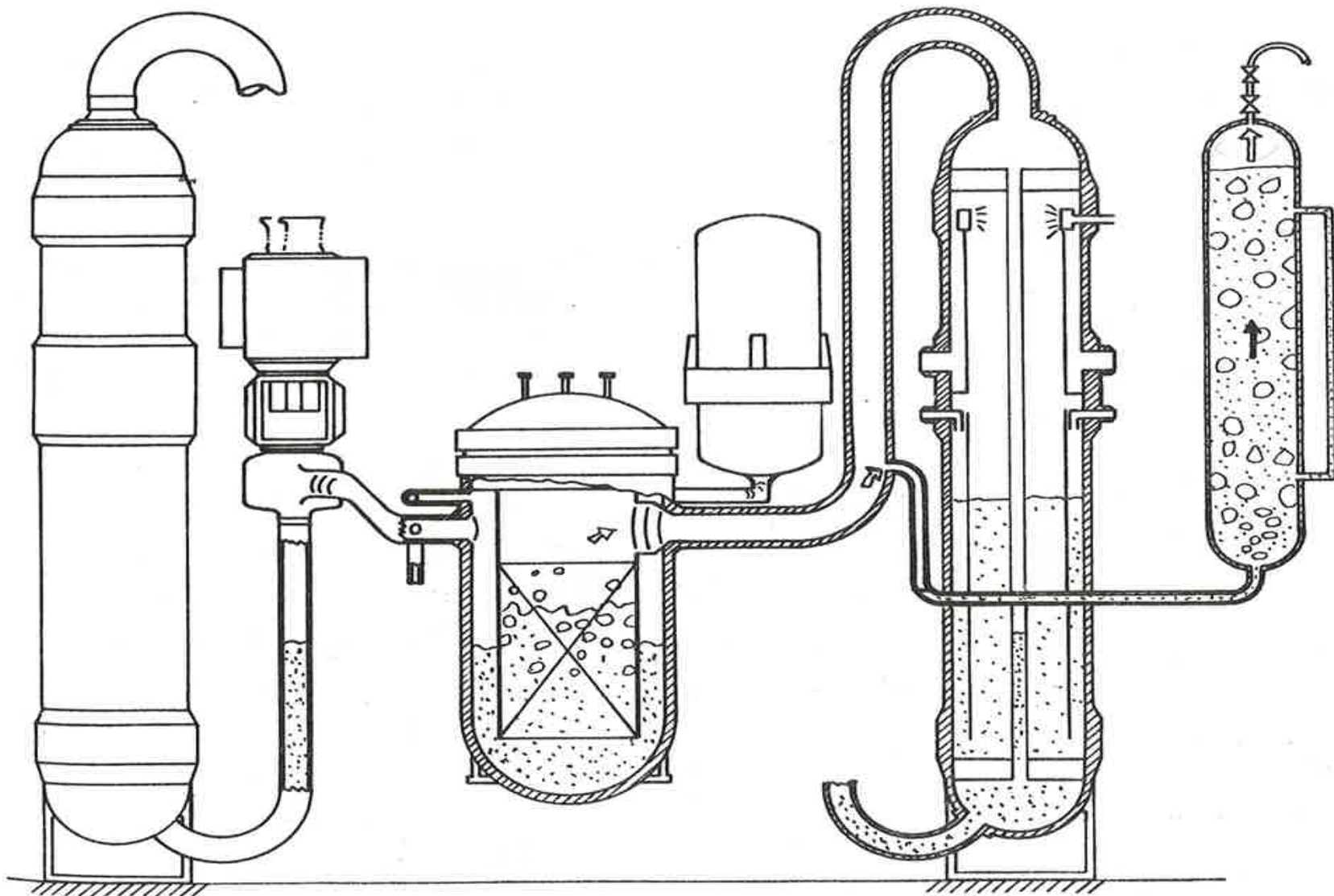
1. シビアアクシデント問題の発端
2. 原研におけるPSA研究
 2. 1 炉心溶融事故進展解析コードTHALESの開発とBWRモデルプラントのランダム故障レベル2 PSA
 2. 2 地震PSA手法開発とBWRモデルプラントの地震についてのレベル2 PSA
 2. 3 リスク情報の使い方についての主張

本講義での説明内容(続き)

3. 原安委と通産省及び保安院における安全規制
 3. 1 アクシデントマネジメント(AM)の整備
 3. 2 原安委による安全目標の検討
 3. 3 原安委による耐震指針の改訂
 3. 4 安全研究成果の規制への不適切な反映
4. 福島第一事故の反省
5. 規制委による現行規制基準の策定
 5. 1 ランダム故障対策から個別誘因事象対策へ
 5. 2 重大事故対処策の規制要件化
 5. 3 現行規制基準のまとめ
6. 今後の安全研究のあり方と課題

1. シビアアクシデント問題の発端

- 1979年3月28日、米国スリーマイル島原子力発電所2号機(TMI-2)で炉心溶融事故(シビアアクシデント)発生。
- この事故は、原子力関係者にとっては極めて重大な事故だった。この時までの安全の考え方は、端的に言えば「原子力発電所では十分な安全設備を用意してある。だから事故は起きない」であった。いわゆる「安全神話」である。
- TMI事故は、環境影響こそ後のチェルノブイリ事故や福島第一事故よりはるかに小さいが、それまでの安全の考え方を根底から崩してしまった事故であった。



TMI 2号機事故の状況
(事故開始後2時間～2時間18分)⁶⁾

TMI-2の事故：原研における事故対応

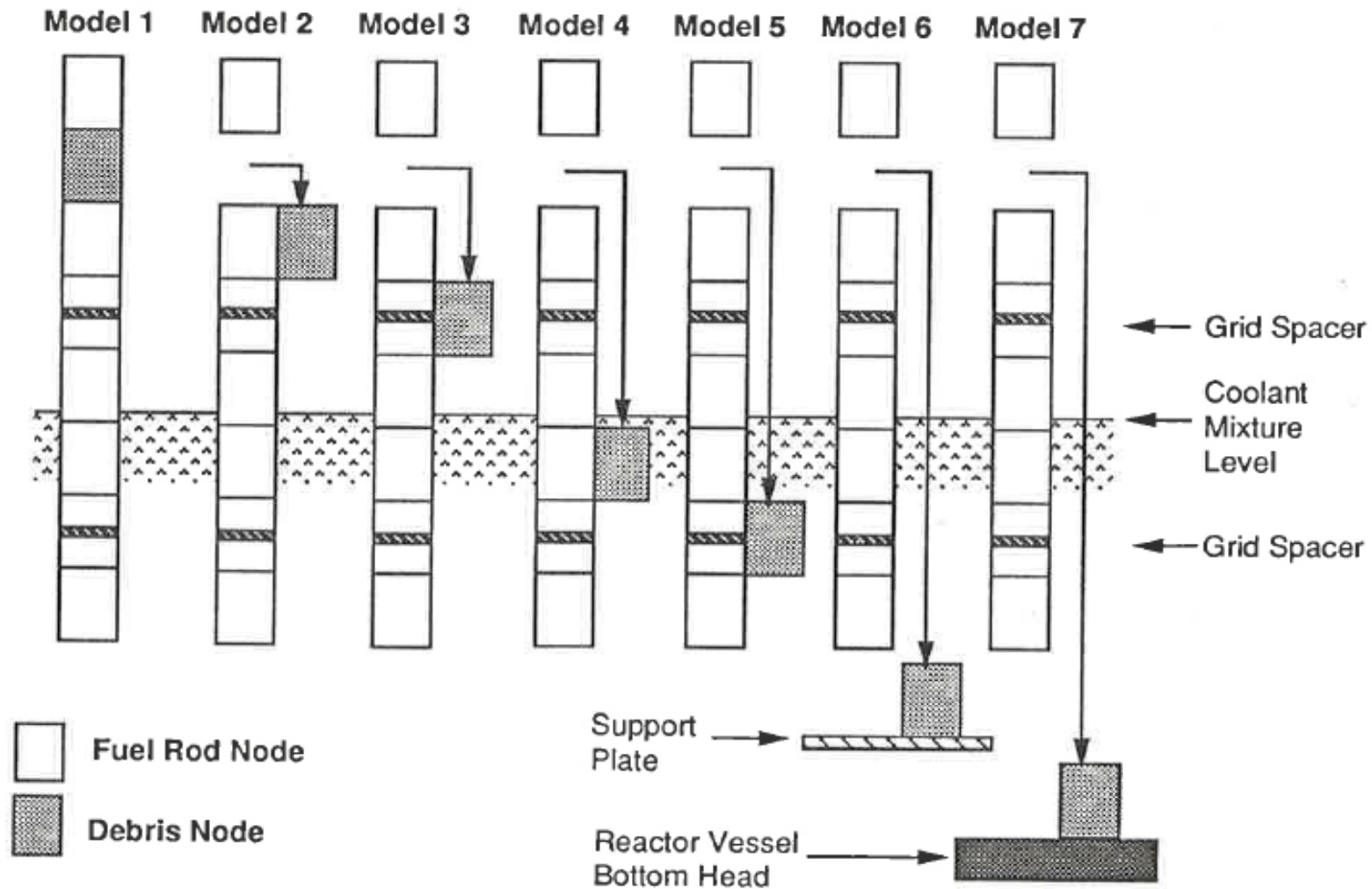
- この事故に日本で最初に対応したのは原研の労働組合。事故の内容を解説するパンフレットを作って販売した。実際にこれを書いたのは田中俊一さん。
- 組合がこういう活動をしたのに対し、原研が組織として何もしなかったとして、原研は当時の科学技術庁から厳しく叱られたらしい。その結果として、所内にTMI事故を分析するチームが組織された。
- 事故はあまりに重大だったので、最初このチームは管理職者だけで構成された。若かった私は間違っこのチームに加わってしまった。報告書⁶⁾をまとめる段階になって、誰かが、「一番若いやつにやらせろ」と言い出し、私が報告書の本文を書くことになった。

2. 原研におけるPSA研究

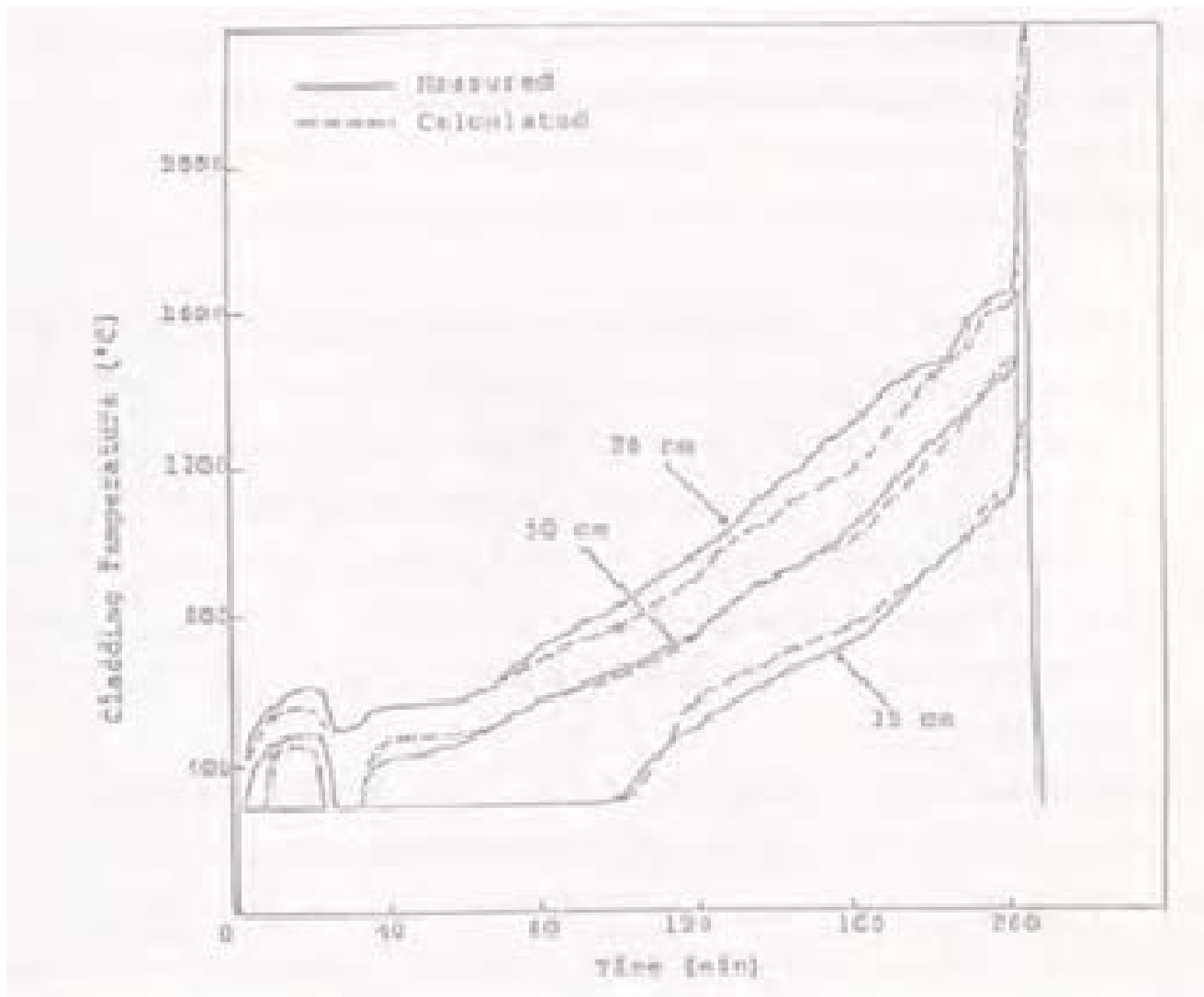
- TMI事故直後から、安全性コード開発室(佐藤一男室長)で、炉心溶融事故解析コード開発。
 - THALES:事故進展解析コード
 - ART:エアロゾル及び放射性物質移行解析コード
 - 後に、THALES/ART、THALES2に一体化
- ランダム故障レベル1 PSA手法(ET、FT)開発
- 1983年4月、リスク評価解析研究室設置(飛岡利明室長)。翌年、地震リスク評価手法開発開始。
- これらの研究ではRSSの成果も活用。
- リスク研以外の関連研究としては、
 - 炉心溶融事故の現象解明研究。
 - 環境影響評価／レベル3 PSA用コード開発

2. 1 炉心溶融事故進展解析コードTHALESの開発と BWRモデルプラントのランダム故障レベル2 PSA

- 炉心溶融事故では、様々な事象・現象が同時進行する。それぞれの現象については、実験研究もなされており、ある程度理解されている。しかし、現象の中にはスケール効果が明らかでないものも多かった。
- また、複数の現象・事象が同時進行するような状況のモデル化では、想像に頼るしかない。
- 一方で、PSAでは数多くの事故シーケンスの解析が必要。そして、「事故シーケンスの違い」で事故の進展は著しく異なる。
- いたずらにモデルの詳細化を図るのではなく、高速の計算で、事故が「おおむねどう進展するか」を把握できるようにした。



THALESの計算モデルの例 メルトダウンモデル⁷⁾



THALESによる実験解析例
SFDスコーピングテストの再現解析⁸⁾

多くの事故解析から得られた結論⁹⁾⁻¹¹⁾

- 事故シーケンスによって事故の進展速度が定まる。事故シーケンスにより、原子炉炉心の冷却や格納容器の冷却に用いられる水の量が定まるからである。
- 冷却材喪失事故 (LOCA) シーケンスにおいては、1次系における破断口の大きさが事故進展速度を支配するのは当然だが、破断口的位置も大きく影響する。
- 炉心の温度上昇は炉心水位によって定まる。水位より上の燃料は水位より下で発生する蒸気流によって冷却されるからである。
- 被覆管材のジルコニウムが水蒸気と反応することによって発生する水素の量も炉心水位によって定まる。

多くの事故解析から得られた結論(続き) 9)-11)

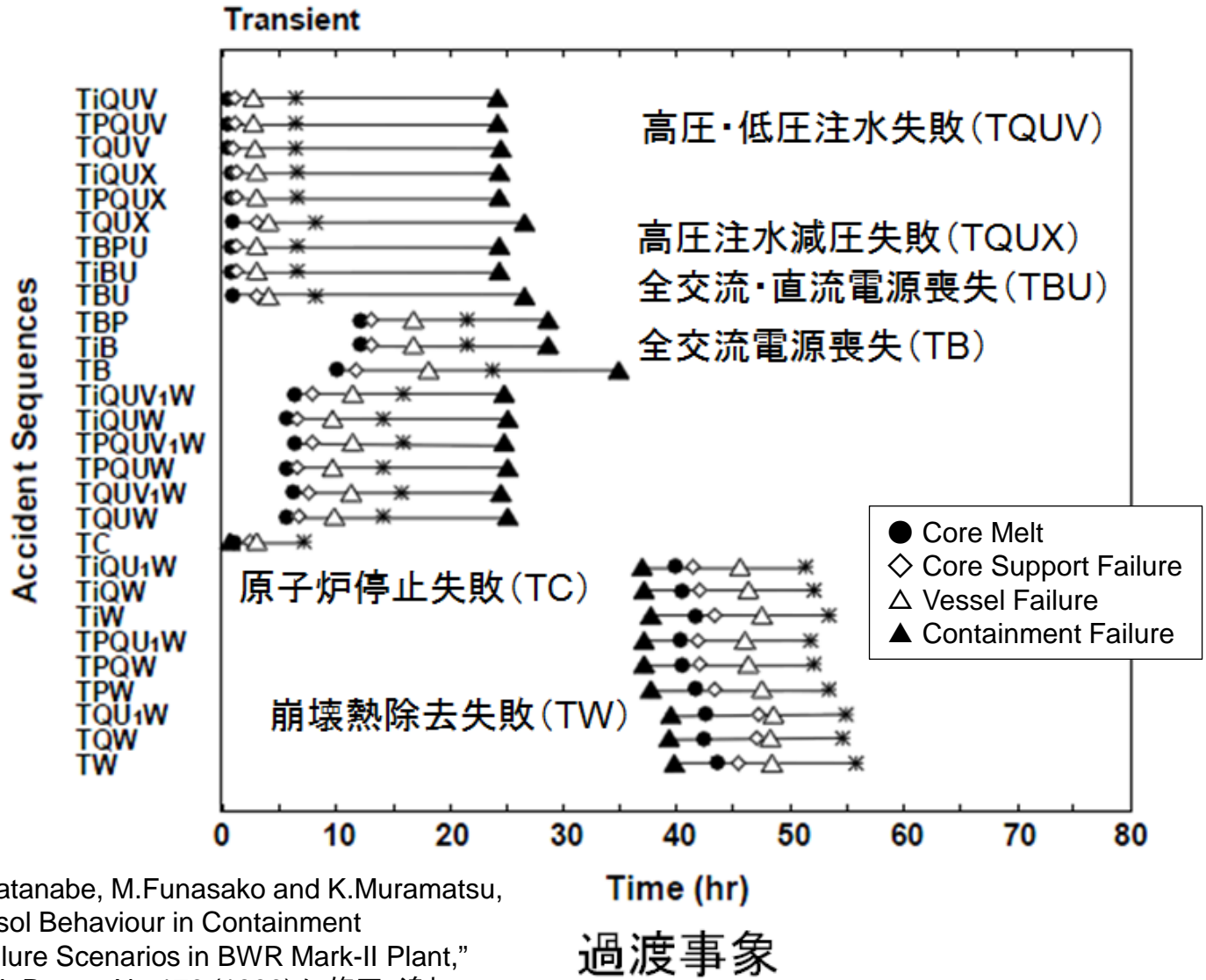
- メルトダウンモデルは、炉心の温度分布にも水素の発生量にも大きな影響を及ぼすが、全体としての事故の進展速度に及ぼす影響はそれほど大きくない。
- LOCAシーケンスの多くで、蓄圧器からの注水によって原子炉容器溶融貫通までの時間が延びるが、トランジェント・シーケンスでは1次系圧力が低下しないため、蓄圧器の水が使えないままに原子炉容器の溶融貫通に至る。
- 原子炉容器溶融貫通後の格納容器内の圧力上昇は、原子炉キャビティに水が存在するか否かで決まる。キャビティに落下した炉心融体からの熱が、融体の下のコンクリートに伝わればコンクリートが熱分解して非凝縮のガスが発生する一方、融体の上部の水に伝われば水蒸気が発生する。そうした事故進展の相違による。

BWRモデルプラントのレベル2 PSA

- 1980年代後半、リスク研はBWRモデルプラントのレベル2 PSAを実施。(少なくとも公開されたものの中では、日本で最初のPSA。)
- この研究で、事故進展とソースタームに関する貴重な知見が数多く得られた。

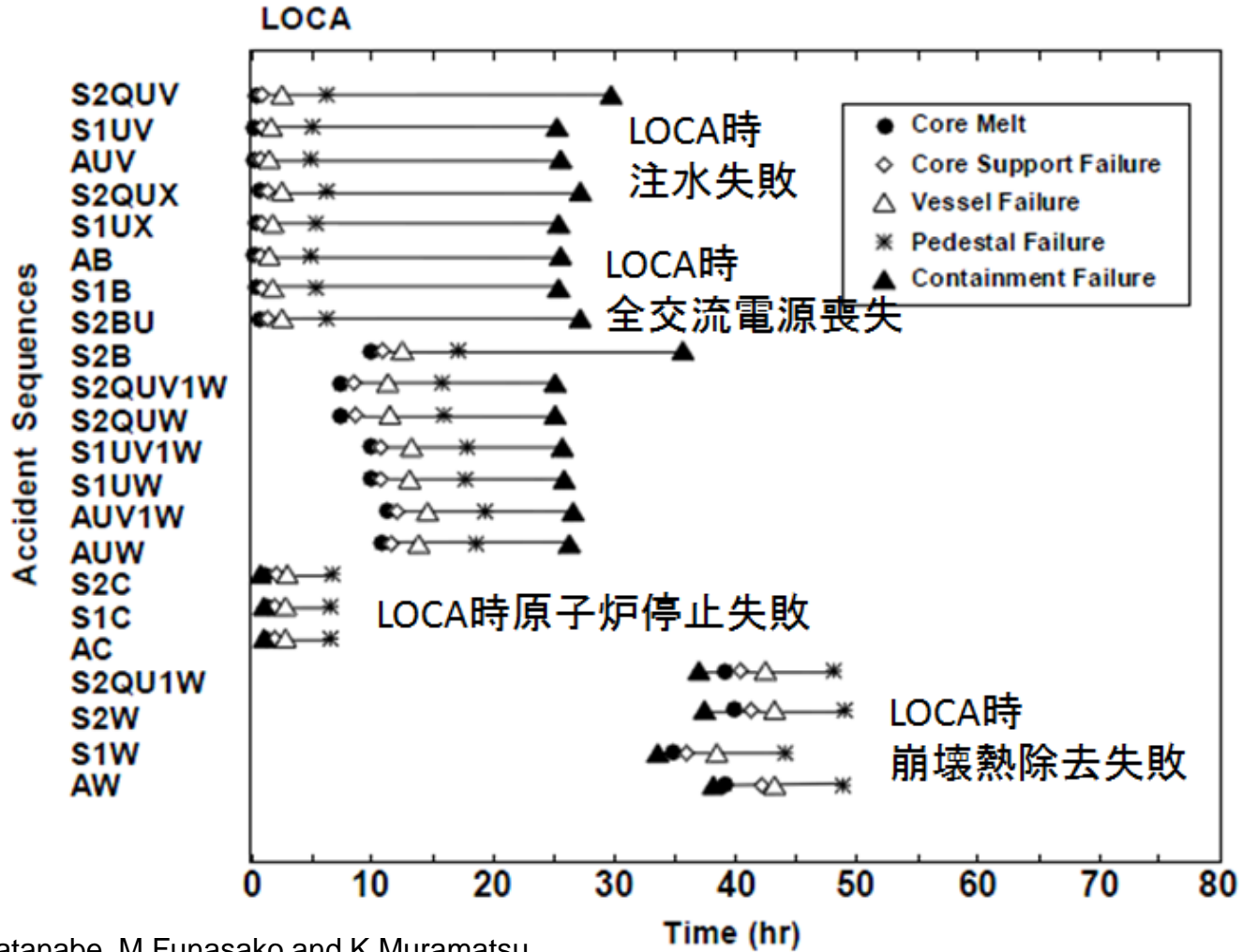
事故シーケンスグループ：過渡事象¹²⁾

(BWR-5 Mark-IIの例)



M.Kajimoto, N.Watanabe, M.Funasako and K.Muramatsu,
 "Analysis of Aerosol Behaviour in Containment
 Overpressure Failure Scenarios in BWR Mark-II Plant,"
 OECD/NEA/CSNI, Report No.176 (1990).に修正・追加

事故シーケンスグループ: LOCA¹²⁾ (BWR-5 Mark-IIの例)



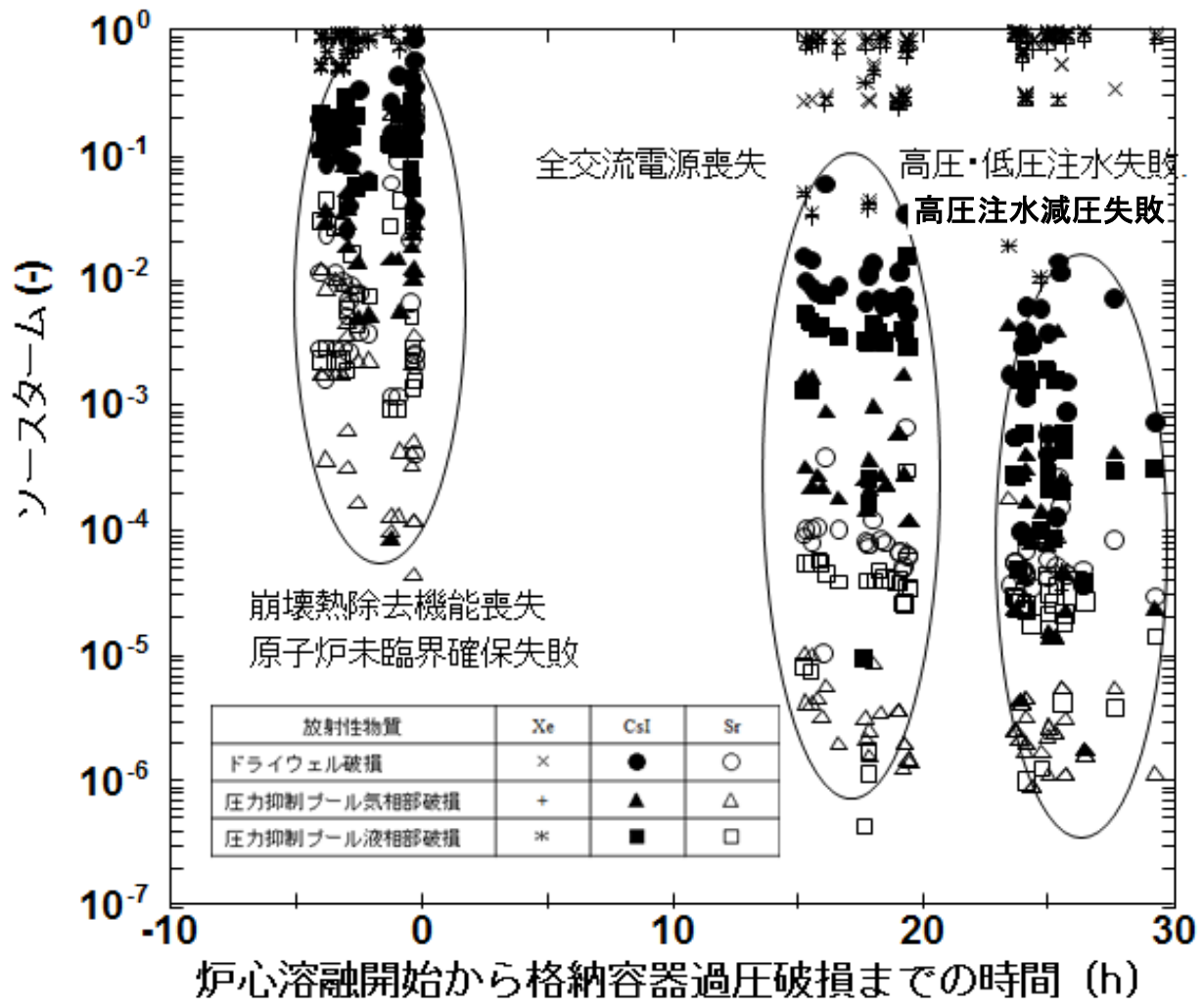
M.Kajimoto, N.Watanabe, M.Funasako and K.Muramatsu,
“Analysis of Aerosol Behaviour in Containment
Overpressure Failure Scenarios in BWR Mark-II Plant,”
OECD/NEA/CSNI, Report No.176 (1990).に修正・追加

LOCA事象

事故進展解析の結論

- 事故進展解析の結論として、一見複雑に見える炉心溶融事故であっても、事象の進展速度は、類似性の高い少数の群に分けて検討することができることが示された。

事故シーケンスグループのソースタームの類似性¹²⁾



放射性物質移行解析の結論

- 放射性物質移行解析の結論として、ソースタームは、炉心溶融開始から格納容器破損までの時間や、格納容器の破損位置(ドライウエルか、ウェットウエル気相部か、ウェットウエル液層部か)に大きく影響されることが示された。

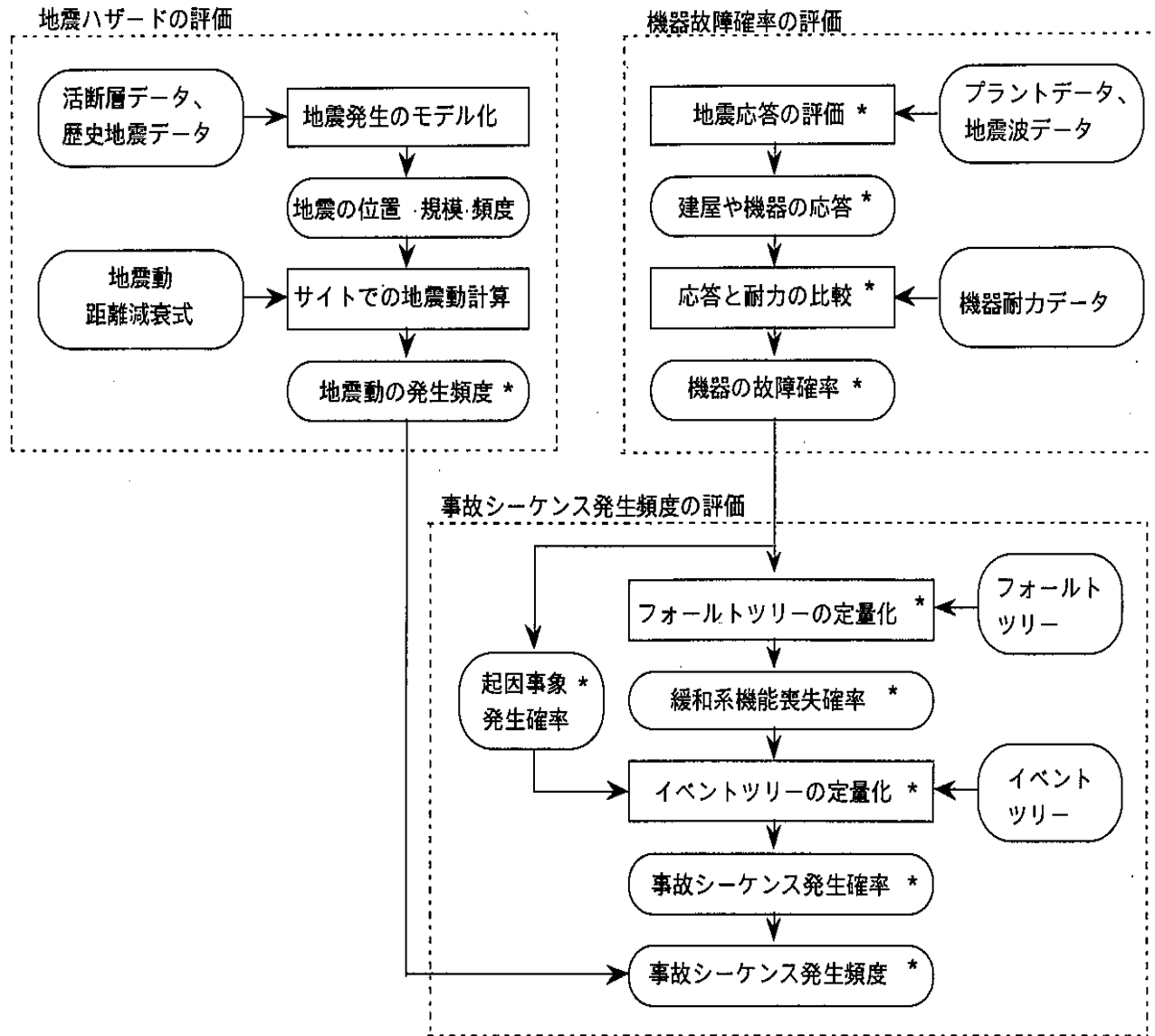
一連の研究成果のまとめ (実験研究の成果も含む)

- ひとつの計算コードで系統的な解析を行えば、ソースタームの支配因子が論理的に説明できる。
- ただし、ソースタームの値自体は、たとえば格納容器のリークパスが異なるだけで何桁も異なる。
- 計算コードが異なればソースターム値も大きく異なる。
- これらの結論は今でも変わっていないと思う。以下、規制庁内での会話：
(私)「ソースターム評価に関して四半世紀前より新しい知見は何かあるか？」
(梶本)「何もありません。」

2. 2 地震PSA手法開発とBWRモデルプラントの地震についてのレベル2 PSA

ランダム故障PSAと個別誘因PSAの違い

- ランダム故障PSAでは、発端事象と機器故障がランダムに生じると仮定し、発端事象の発生頻度と機器故障確率は過去の運転経験の統計値に基づいて推定し、そこから評価を始める。
- 個別誘因PSAは、特定の外的衝撃によって発端事象と機器故障が生じるのをモデル化するものであり、ランダム故障とは異なった手法が必要である。この手法は、①当該誘因のハザードの評価（確率論的ハザード評価）、②機器故障確率の評価、③事故シーケンス発生頻度の評価から構成される。



地震が誘因となる事故についてのPSA手法¹³⁾

BWRモデルプラントの地震PSA

- 1999年5月に原研リスク研が「軽水炉モデルプラント地震PSA報告書」¹⁴⁾を公表。ランダム故障PSAに比べリスクがひと桁大きいという結果が示された。
- ランダム故障PSAと地震PSAでは、不確実さの扱いがまるで異なる。地震PSAでは、応答及び耐力の不確実さを大きく見積もると、「応答が耐力を上回る場合が大きくなって、リスクの値そのものが大きくなる」。
- 地震PSAがはじき出すリスク値は、実は、我々の知識が乏しいから過大に計算されている可能性がある。
- しかし、我々の知識が乏しいからといって、知識レベルが上がらない限り、そういう不確実さはあるものとして考えねばならないはず。

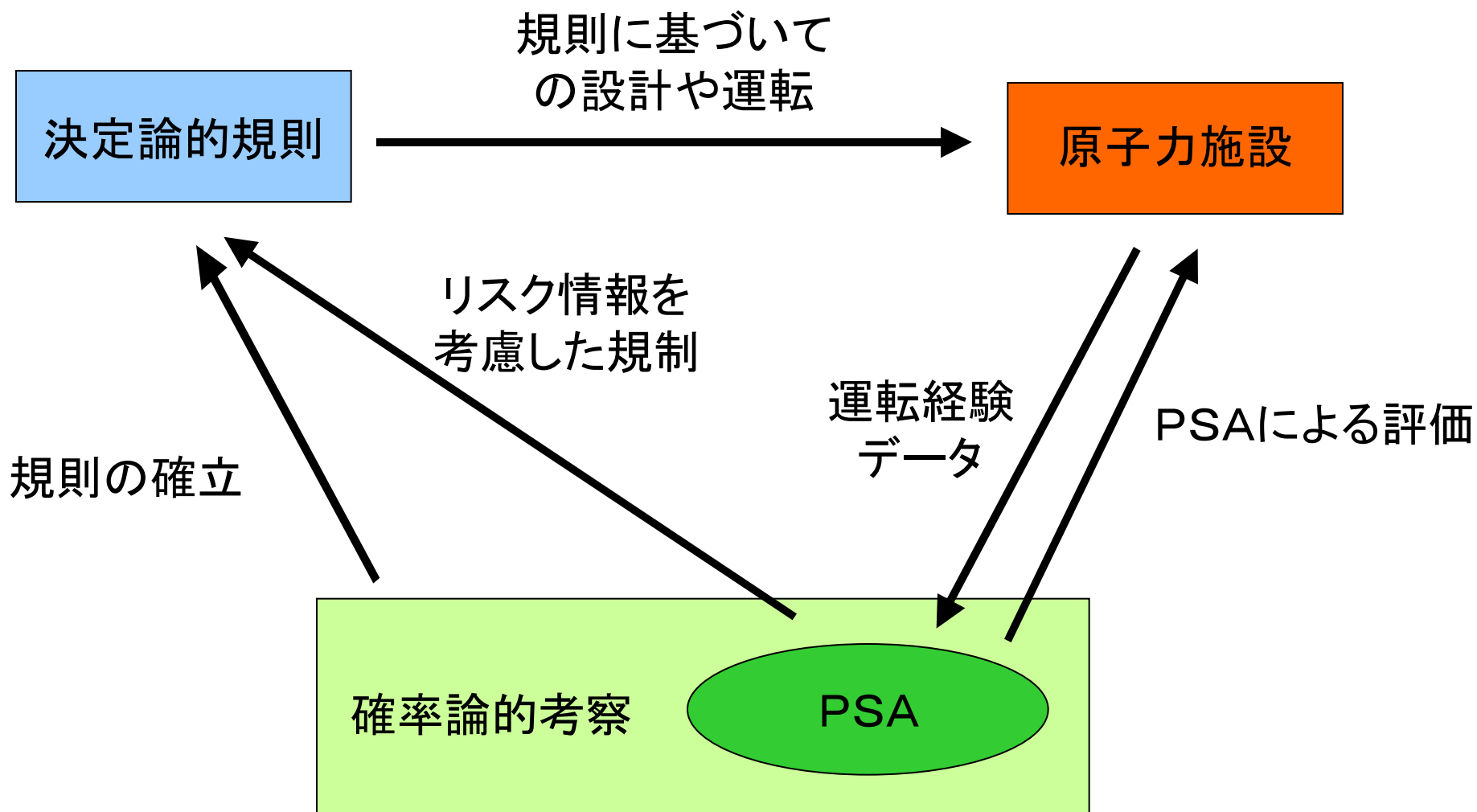
→耐震指針強化の必要性

地震PSAでの不確実さ要因

- 地震PSAの結果は、地震ハザード(サイトを襲う地震動の大きさと頻度)に支配的影響を受ける。
- やっかいなことに、地震・地震動の専門家によってハザードの推定は異なる。
- 米国のPSA (NUREG-1150)¹⁵⁾では、ロジックツリーによって不確実さを定量化する手法も確立された。しかし、これはいわば、当該技術分野において、「誰が本当に専門性が高い専門家なのかわからない」非専門家が専門家の判断を無理矢理統計処理する手法。
→地震PSA結果の絶対値を規制判断に用いるのは困難
→規制では、結局は「責任ある立場に置かれた」専門家が最終判断を行うことになる。

2.3 リスク情報の使い方についての主張

- PSAの技術が確立する以前から、工学的判断(=専門家の確率論的考察)に基づいて規制上の規則類が定められてきた。
- PSAの手法が確立され、これらの施設の安全性は同手法によっても検証されるようになった。ここで、PSA手法とは系統的に構築された確率論的考察である
- しかしながら、PSAの手法及び利用法が必ずしも十分には成熟していない場合は、評価結果は主に既存の規制規則類(安全審査指針や技術基準)の改訂に反映され、原子力施設はこうして改訂された規則類に従って設計・建設・運転・保守されることになる。
- この場合はむしろ、「確率論的安全評価は決定論的安全評価を含む規制基準類のベースになるものである」と言うべきであろう。



確率論的考察と決定論的規則の関係¹⁶⁾
 (2007年の保安院へのIRRSでの説明でも使用)

3. 原安委と通産省及び保安院による安全規制

3. 1 アクシデントマネジメント(AM)の整備

- TMI 2号機の炉心溶融事故を契機に、各国でアクシデントマネジメント(Accident Management: AM)が用意された。
- AM整備にあたっては、シビアアクシデントのリスクを定量的に評価するとともに、施設固有の弱点を同定できる、PSAの結果が参照された。

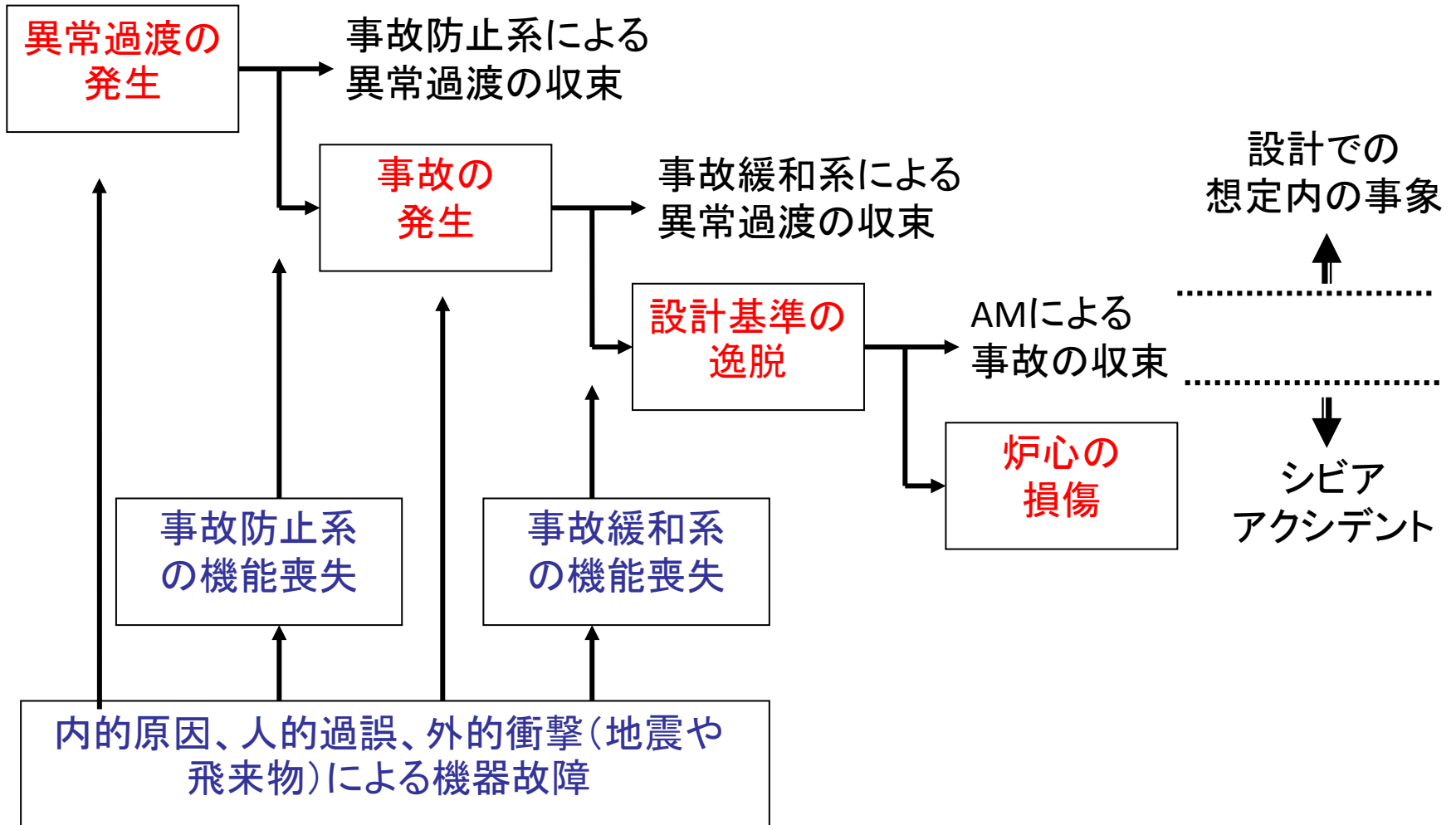
米国におけるAM整備とPSAの活用

- 米国では、TMI事故以降、原子力規制委員会（NRC）の主導で、原子力発電所のシビアアクシデント問題を解決し終結させるための多くの計画¹⁷⁾が実施されたが、その一環として、電力会社が個々のプラントについてのPSA (Individual Plant Examination: IPE)¹⁸⁾を実施¹⁾してプラント特有のリスク寄与因子を同定し、それに基づいてAMを整備することが挙げられている。
- IPEはまず内的事象だけを対象として開始された。外的事象（内的火災、強風、外的浸水、地震等）を対象としてのIPE (IPE of External Event: IPEEE) は、NRCと産業界側機関であるNUMARCとの協力により評価手法を確立したあとで、1990年に開始された。

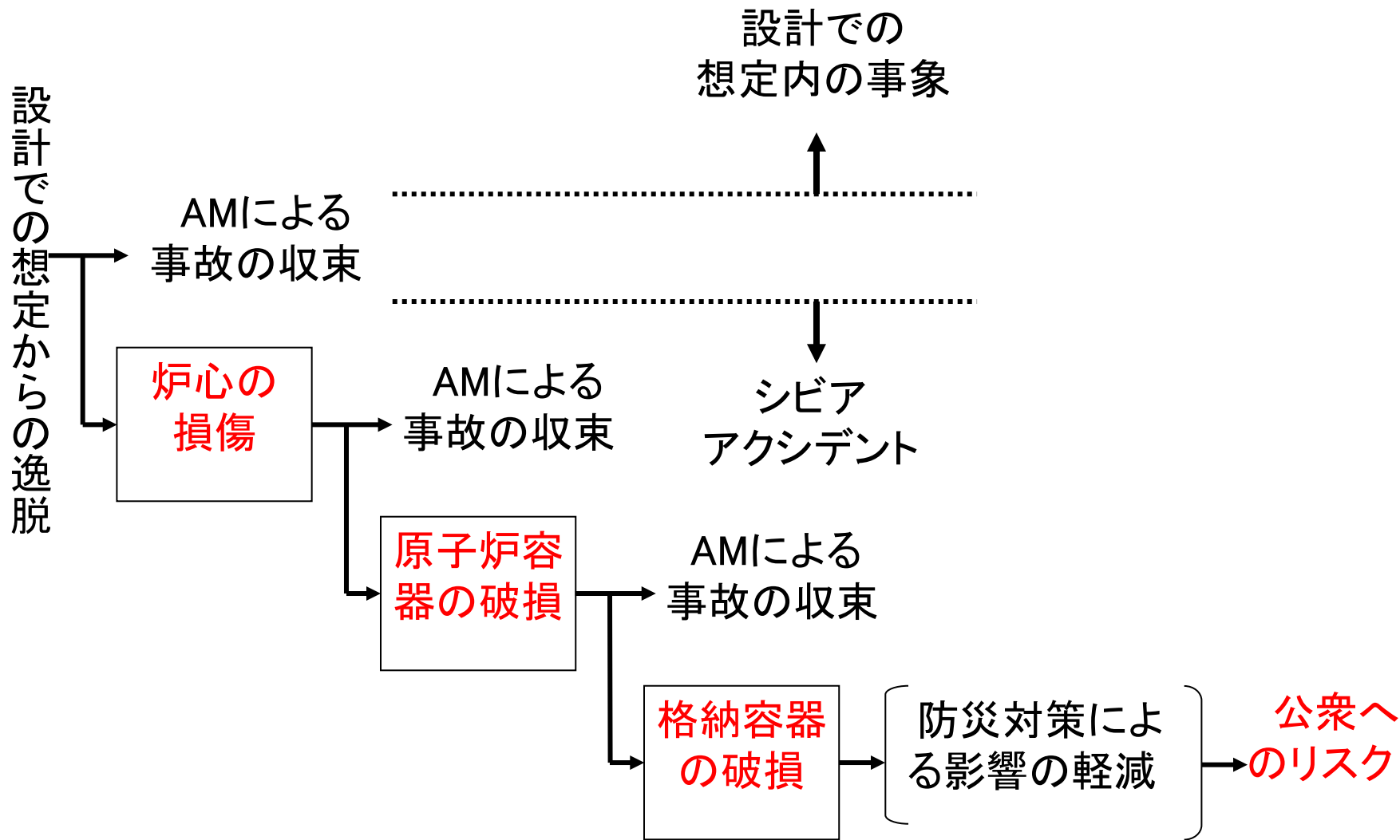
我が国におけるAM整備とPSAの活用

- 我が国では、1992年5月に原安委が「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」¹⁹⁾を公表し、電力会社が効果的なAMを自主的に整備し、万一の場合にこれを的確に実施することを強く奨励した。
- これを受けて当時原子力発電所の規制行政庁であった旧通商産業省は、同年7月に「アクシデントマネージメントの今後の進め方について」²⁰⁾を公表した。
- 同省は、わが国においてはシビアアクシデントの発生の可能性は十分小さい(注:福島第一事故前の認識)ので、AMは電力会社が自主保安の一環として実施するものと位置づけた。

定常運転



原子力発電所における深層防護(1)安全設計³⁾



原子力発電所における深層防護(2)AM³⁾

我が国のAM整備におけるPSAの活用

- 電力会社はアクシデントマネジメント(AM)の整備においてPSAを活用(ただし、ランダム故障PSAのみ)。
- 個々の施設についてAMを想定しないでPSAを実施し、固有の弱点を同定。
- それに対してAM策を考案。
- 次いで、AMを想定してPSAを実施し、リスク指標の低減でAMの妥当性を確認。
- 通産省とその顧問会は、「シビアアクシデント対策検討会」を設置し、PSA結果やAM策の有効性を検討。

後から見てのAMの不十分さ

- AM整備当時としては、このような包括的なAMは世界の先端を行っているという意識だった。
- しかし、後から見れば、いくつも不十分なところ。
 - ランダム故障の発想。極端な外的事象には脆弱。
 - ランダム故障PSAの結果しか参照しなかった。
 - 規制の対象外だったので、
 - ①検査等の対象にはならず、
 - ②設計基準事故対策と合わせての最適化はなく、
 - ③AM設備の耐震要求もなかった。
- AM全体について、その後、十分な「継続的改善」はなされなかった。

3. 2 原安委による安全目標の検討

- ・ 1979年3月に米国TMI 2号機の事故、1986年4月に旧ソ連チェルノブイリ4号機の事故が発生。
- ・ 設計での想定を超えて炉心の重大な損傷に至る事故(シビアアクシデント)のリスク抑制が重要との認識。
- ・ 一方で、PSA手法の向上で、「リスク情報」の利用に基づく安全確保対策の充実・向上が可能になった。
- ・ 米国等では、リスクインフォームド規制(Risk Informed Regulation)の実用化。
- ・ 原安委は、我が国での規制におけるリスク抑制水準を安全目標として定め、安全規制活動での判断に活用することを決定。

定量的目標案²⁰⁾

- 原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。
- 原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。

安全目標の適用²⁰⁾

- 当面は、各種規制活動の全体にわたる判断の参考
 - 安全規制活動の包括的評価
 - 審査指針や技術基準類の整備・改訂
 - 定期的な規制検査計画のあり方の検討、他
- 実際の適用に先立って、適用に際しての課題の抽出・解決のために試用を実施
- 個別の施設に対する規制など、より踏み込んだ適用は、経験を積んだ段階で着手

安全目標の適用(続き) 20)

- 「安全目標は、まずは規制活動の合理性、整合性といった各種規制活動の全体にわたる判断の参考として適用し、個別の施設に対する規制等、より踏み込んだ適用は、安全目標適用の経験を積んだ段階で着手するのが適切としている。」

安全目標の適用(続き)²⁰⁾

- 「これは、米国における初期の安全目標適用の考え方と同様であり、リスク評価に不確実さが伴うことへの対処である。
- ある施設は安全目標を満足しており、他の施設は満足していないといった結果が出てきた時、満足していない施設は不安全と直ちに結論付けることはせず、なぜその違いが生じたか、規制の何処に不適當なところがあったかという見直しが行われることになる。
- 個別の施設が安全か否かの判断は、こうして見直された規制体系に基づいてなされることになる。」

原子力発電所についての性能目標案²¹⁾

- ・ 18年3月に設定
- ・ 2つの指標値：
 - 炉心損傷頻度 (Core Damage Frequency: CDF)
 - 格納容器機能喪失頻度 (Containment Failure Frequency: CFF)
- ・ CDF指標値: 10^{-4} / 年程度
- ・ CFF指標値: 10^{-5} / 年程度
- ・ いずれも、内的事象 (=ランダム故障) と外的事象 (=個別誘因事象) の両者を対象とする。

3. 3 原安委による耐震指針の改訂

- 十分に認識されていないが、福島第一事故以前、最も重要なリスク情報の活用例は旧原安委による2008年の耐震指針の改訂²²⁾。
- 当時、地震や地震動に関して多くの新知見が得られていたので、それを反映することが課題であったが、同時に、地震PSAの結果がランダム故障PSAの結果に比してずっと大きなリスクを示していたので、耐震安全の強化が必要であった。
- PSA結果の直接利用ではなく、PSA結果を参考にしての指針改訂。

原安委による耐震指針の改訂(続き)

- 2008年の耐震指針改定では、「リスクの絶対値が大きい」ということ以外に、地震PSAの結果は全く反映されなかった。
 - 将来のリスク情報活用に向けて、「残余のリスク」(正しくは「残存リスク」)を評価することが求められた。
- 耐震要求は強化されたが、施設外誘因事象全般に対する検討はほとんどなされなかった。

3. 4 安全研究成果の規制への不適切な反映

- ・ 原子力防災：事故の最中にERSSで事故進展を予測し、SPEEDIで線量を予測して、その結果に基づいて退避や避難を判断する。
 - － 技術的に論外、国際常識ともかけ離れている。
 - － しかし、こうした防災体制は変えられなかった。
- ・ 耐震指針改定での議論：詳細設計が定まった後で地震PSAを実施して、その結果を安全目標あるいは性能目標と比較して合否を判断。
 - － 規制の枠組みに入らない上、技術的にも論外。
 - － こうした主張に基づく指針にはならなかった。

4. 福島第一事故の反省

①個別誘因事象への防護設計が不十分だった

- 福島第一は歴史津波データ(過去の記録)をはるかに上回る津波に襲われ、建屋の深部に置かれていた非常用ディーゼル発電機や蓄電池が水に浸かって喪失した。
- 然るに、原安委の設計基準では、各誘因事象に対する防護が必要という一般的要求は示されていたが、「有意なすべての誘因事象」についての具体的な規制基準はなかった。
- 低頻度の誘因事象については設計基準ハザードが過小評価になるものがあった。

②用意してあったAM策は不十分で、事故時の実際の環境条件下で実施困難なものもあった。

- 地震動による「外部交流電源の喪失」という発端事象と、津波による「非常用交流電源の喪失」という安全機能の喪失が重なった結果として、発電所停電事故（SBO）が起き、更には「最終ヒートシンクの喪失」が同時に起きてしまって、一層厳しい事故状態になった。
- 加えて、号機によっては、バッテリーが水に浸かってしまって、「直流電源の喪失」まで起きてしまい、プラントの状態把握や制御が著しく困難になった。
- 用意されていたアクシデントマネジメント（AM）策の幾つかは、実際のシビアアクシデントの条件下で、実施できなかった、あるいは実施困難であった。

5. 規制委による現行規制基準の策定

- 原子力規制委員会は2012年9月に設立されて以降、安全審査基準を大幅に改訂した^{24), 25)}。
- 特に重要な変更は、
 - ①個々の誘因事象への対策の強化と具体化
 - ②シビアアクシデント対策の規制要件化である。

5. 1 ランダム故障対策から個別誘因事象対策へ

- 地震や津波等の自然現象、航空機落下等の施設外人為事象、施設内での火災や浸水などの施設内事象など、それぞれの誘因事象への具体的な対策の強化を求めている。
- 以下のような誘因事象に対して規制委ガイド作成。基準地震動及び耐震設計、基準津波及び耐津波設計、火山、竜巻、外部火災、内部溢水（正しくは「内部浸水」）、内部火災など。
- 自然現象については特に、ハザードの評価を厳重かつ保守的に行う。

「外的事象対策の原則と具体化」に係る発言²⁶⁾

安全部会主催「外的事象対策の原則と具体化」セミナー

- (更田) 外的事象をひとまとめにするのではなく、各現象の特徴に応じた頑健性を持たせるべき。
- (阿部) 外的事象対策を一般論で済まさないこと。それぞれの外的事象が施設にどのような影響を及ぼし得るかを個別に考えて、それをどう防ぐかを具体的に考えること。
- (関村) 今のIAEAの基本原則はランダムな事象を想定しているとしか思えない書き方になっている。
- (更田) 地震に関しての安全対策等は日本がリードすべき。海外での対策は参考にはなるかもしれないが、IAEAがこういっているからと引用しては、とても間に合わない。

5. 2 重大事故対処策の規制要件化^{24),25)}

- 重大事故(=シビアアクシデント)対処に関しては、
 - a) 安全設備の故障により、そのままだと重大事故に至る可能性がある場合に、故障した安全設備に代えて代替の設備を用いることにより、炉心損傷を防止できるか(「重大事故発生防止対策の有効性評価」)、
 - b) 上記の事故が進展して炉心が損傷してしまった場合に、格納容器破損が防止できるか(「格納容器破損防止対策の有効性評価」)
 - c) a)、b)の対処に必要な設備が、その作動を要求される状況下で十分な信頼性を有する設計であるか、また、重大事故等対処に必要な手順や体制が整備されるか、という観点で申請者の方針を確認。

炉心損傷防止対策の有効性評価^{24),25)}

- 炉心損傷防止対策の妥当性確認では、従来のPSAの結果を背景として、「設置許可基準規則解釈」に、「必ず想定する事故シーケンスグループ」を規定。また、事業者は個別プラントのPSA (IPE: Individual Plant Examination) を実施して「有意な事故シーケンスグループ」があれば追加。
- これらの事故シーケンスグループについて、炉心損傷防止対策の有効性評価の結果を審査。その中核は、評価対象事故シーケンスの定義において「故障」とされた機器以外の機器を用いて事故状態を切り抜けられるかの確認。

格納容器破損防止対策の有効性評価^{24),25)}

- 重大事故が発生した場合の格納容器破損防止対策の妥当性確認でも、従来のPSAの結果を背景として、「設置許可基準規則解釈」に、「必ず想定する格納容器破損モード」を規定。また、個別プラント評価IPEを実施して、「有意な格納容器破損モード」があれば追加。
- これらの格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策の有効性評価の結果を審査。ここでもその中核は、評価対象事故シーケンスの定義において「故障」とされた機器以外の機器を用いて事故状態を切り抜けるかの確認。
- 加えて、計算コードによる事故解析により、評価項目を「概ね満足することを確認」。

PSA、シビアアクシデント研究の反映

- 重大事故対策に係る規制基準の策定では、過去の研究成果が適切に反映された。
- 「必ず想定すべき事故シーケンスや格納容器破損モード」は、事故進展の速さ、事故収束に必要な安全機能、ソースタームの大きさを考慮して定められた。
- 審査では、ソースターム評価結果の数字以上に、「生き残っている機器で事故を収束できるか」が対象になった。

PSA、シビアアクシデント研究の反映（続き）

- シビアアクシデント研究の成果が直接的に役立ったことは、
 - 一方で当然に、不幸なこと
 - しかし他方で、安全研究を適切に実施することが、原子力安全向上にも役立つし、原子力安全規制基準として具体化されることを示した。

5.3 現行規制基準のまとめ

- 現行規制は、大きな事故は施設内外の誘因事象による共通原因故障で起きるとの考えの下、それぞれの誘因事象の特徴を踏まえた強固な対策を求めている。
- 現行規制は、設計基準内の事故への対応だけでなく、重大事故対策（炉心損傷防止、格納容器破損防止）も求めている。
- リスク情報の活用、防災、廃棄物埋設の分野において、技術の現状を踏まえた規制がなされるようになった。

6. 今後の安全研究のあり方と課題

- 規制委・更田委員の以下の講演のスライドから、3ページを抜き出して引用。

「規制に資する安全研究について(もっぱら持論)」²⁷⁾
(2014年11月29日、安全部会主催「安全研究に関するフォローアップセミナー」)

福島第一事故と安全研究(1) ²⁷⁾

- 過去の安全研究の成果は、規制当局にも事業者にも参照された。
- たとえば、地震PRA研究の成果を反映して、耐震設計指針が強化された。
- しかし、想定外(=思考の欠落)の大津波で重大事故に至ってしまった。
- シビアアクシデント研究やPRA研究の成果は、事業者によるAMの整備で参照された。
- しかし、実際に事故が起きてみれば、電源喪失や過酷な現場環境など、想定外(=思考の欠落)の事態によってAMは必ずしも成功しなかった。

福島第一事故と安全研究(2) ²⁷⁾

- 結果として重大事故の発生防止・拡大防止に失敗したが、事故時の対処や事故後の分析は、安全研究の成果、あるいは、安全研究の経験を通じて得られた知見に基づいてなされた。
- 福島第一の現場では、たとえ予定のAM策が成功しないときであっても、代替のAM策が考案された。
- 事故後の分析では、安全研究経験者の知見・知識がフルに活用された。

研究者の習性²⁷⁾

- ここまで述べてきたように、安全研究では、「**欠けているところを見つけ、欠けているものを新たに作ること**」が何より大切であり、そのためにはまったくの新規分野や苦手分野に踏み出さなくてはならない。
- 一方、**研究者は“問題を自分の得意な土俵に引っ張り込む”**強い習性を持っている。論文を書き、成果を挙げるためには当然ながら得意分野で勝負するのが得策で、自分もそうしてきたし、組織としても既存の得意分野をより拡大しようとしてきた。
- 研究成果を求められる個人や組織における『研究』と『安全研究』との相克については常に悩まされている。

私なりにまとめれば

- 安全研究のテーマは実物の安全、実物に対する規制に役立つものを選んで欲しい。
- 自分のやってきた研究はそのままに、「それが規制に役立つ」と後付けで主張するのではなく、規制の課題を把握して「どういう研究が規制に役立つか」と考えて欲しい。
- 技術の現状を無視した「規制への反映」は有害。
(技術者倫理の問題)
- 研究は something new を目指すもの。後の時代になるほど、狭い分野で詳細化を追求する傾向。しかし、いつでも全体を見渡してつながりを考えることが重要。

参考文献

- 1)「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」、(2012年6月27日改正)
- 2) USNRC, “Reactor Safety Study : An Assessment of Accident Risks in U.S. Nuclear Power Plants”, WASH-1400, (1975年)
- 3) 阿部清治、「原子力のリスクと安全規制」、第一法規、(2015年3月)
- 4) 日本原子力学会原子力安全部会、「福島第一原子力発電所事故に関するセミナー報告書 何が悪かったのか、今後何をすべきか」、(2013年3月)
- 5) JNES福島第一原子力発電所事故分析グループ、「福島第一原子力発電所における事故の進展及び現状についての速報」、(2011年6月)
- 6) 安全性試験研究センターTMI事故評価タスク・フォース、「TMI事故の技術的検討・評価報告書」、JAERI-M 8373、(1979年5月)
- 7) 阿部清治、西誠、他2名、「技術報告: 炉心溶融事故時熱水力解析コードシステムTHALESの開発(I)コードシステムと計算モデルの概要」、日本原子力学会誌、Vol.27, No.11, (1985年11月)
- 8) 阿部清治、「軽水炉の炉心溶融事故解析研究」、東京大学学位論文、(1994年9月)

- 9) K. Abe, M. Nishi, 他、”PWR S2D Sequence Analysis with THALES Code System”, Intl. ANS/ENS Topical Mtg. on Probabilistic Safety Methods and Applications, (1985年2月)
- 10) K. Abe, M. Ida, et. al., ”A Study on the Most Influential Parameters on the Progression of PWR Core Meltdown Accident”, Intl. ANS/ENS Topical Mtg. on Thermal Reactor Safety, (1986年2月)
- 11) K. Abe, N. Watanabe, 他、”Overview of Development and Application of THALES Code System for Analyzing Progression of Core Meltdown Accident of LWRs”, 2nd Intl. Topical Mtg. on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, (1986年4月)
- 12) M. Kajimoto, N. Watanabe, M. Funasako and K. Muramatsu, “Analysis of Aerosol Behaviour in Containment Overpressure Failure Scenarios in BWR Mark-II Plant,” OECD/NEA/CSNI, Report No.176 (1990)
- 13) 阿部清治、「原子力発電所の確率論的安全評価の概要」、第30回原子力発電に関する安全特別セミナーテキスト、原子力安全研究協会、(1999年2月)
- 14) 原研リスク評価解析研究室、「軽水炉モデルプラント地震PSA報告書」、JAERI-Research 99-35、(1999年5月)
- 15) USNRC, “Severe Accident Risks – An Assessment of Five U.S. Nuclear Power Plants – Final Summary Report”, NUREG-1150, Vol. 1, (1991年)
- 16) K. Abe and K. Muramatsu, “Utilization of PSA with Consideration of its Limitations”, 13th Intl. Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 13), (1995年8月)

- 17) USNRC、“Integrated Plan for Closure of Severe Accident Issues”、SECY-88-147、(1988年5月)
- 18) USNRC、“Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities – 10 CFR 50.54F”、Generic Letter No.88-20、(1988年11月)
- 19) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」、(1992年5月)
- 20) 通商産業省資源エネルギー庁、「アクシデントマネージメントの今後の進め方について」、(1992年7月)
- 21) 原安委安全目標専門部会、「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」、(2003年12月)
- 22) 12.2-8) 原子力安全委員会安全目標専門部会、「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について—安全目標案に対応する性能目標について—」、(2006年3月)
- 23) 原子力安全委員会、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」、(2006年9月19日)
- 24) 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備に関する規則」(「設置許可基準規則」)、(2013年6月19日)
- 25) 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備に関する規則の解釈」(「設置許可基準規則解釈」)、(2013年6月19日)

- 26) 更田豊志、「地震・津波・航空機落下対策に関する規制基準」、日本原子力学会2015年秋の大会安全部会企画セッション、(2015年9月11日)及び原子力安全部会主催「外的事象対策の原則と具体化」フォローアップセミナー、(2015年10月30日)
- 27) 更田豊志、「安全研究について」、日本原子力学会2014年秋の大会安全部会企画セッション、(2014年9月9日)及び原子力安全部会主催「これからの原子力安全研究の取り組み」フォローアップセミナー、(2014年11月29日)