資料５　甲D498号証

伊方原子力発電所3号機の安全性

2016年9月

佐藤　暁

経歴

- 1980年、山形大学理学部物理学科卒業。
- 1984年、ゼネラル・エレクトリック社原子力事業本部・日本法人入社。その後の在職期間中、主に国内運転プラントの検査、修理、改造、新技術開発、新設プラントの設計、建設、試運転を担当。設計（機械）、解析（強度、耐震、事故）、製造、施工管理（工程、コスト、安全、品質保証、放射線）など全般に携わる。現地責任者（福島県・新潟県担当）、米国本社勤務（1999～2000年）。
- 2002年、退職（退職時の職位は現地プロジェクト日本統括責任者）。
- 2002年より、原子力コンサルタントを自営として始め、今日に至る。原子力関連の企業、電力会社、自治体、規制機関などに対し、海外（主に米国）のトラブル情報、規制情報、新技術に関する情報提供などの他、原子力発電所の現地業務、製造工場の実務支援、助言、研修講師などの業務を提供。
- 本意見書の作成に当たっては、上述の略歴のうち、主に2002年以降のコンサルタント業務を通して習得した知見（年5～10回の海外出張（主に米国）から収集した情報に基づき、原子力発電設備の安全問題に対する日本と他国との取組みの差異を分析、考察する機会が日常的にあったこと）が役に立っている。

全般的所感

四国電力は、短期間のうち一気に、過酷事故の現象について学習し理解を深め、対策技術についても膨大な情報を収集し、多くを実践に移している。一方、原子力規制委員会が制定した「新規制基準」にも、米国やIAEAなどの規制要件を広範に調査した跡が表われており、大変な努力の末の成果であった。筆者は、両組織によるそれぞれの努力に対して好感を懐き、敬意を表したい。関係者の能力の高さも讃えたい。

しかし、これはおそらく当事者自身が最も痛感していることではないかと推察するが、日本の原子力安全における過去の後れは余りにも甚だしく、5年の年月を以てしても追付けない問題が多々残っている。

原子力規制委員会による審査は、「新規制基準」が創作ではなく蒐集の成果物だったため、自らが個々の要件の真意を十分把握していないところも少なからずあるように見受けられる。また、審査の滞りを再稼働の遅れの理由と思われたくないというのは、かつては米国においてさえあった雰囲気であり、やはり妥協も見受けられる。

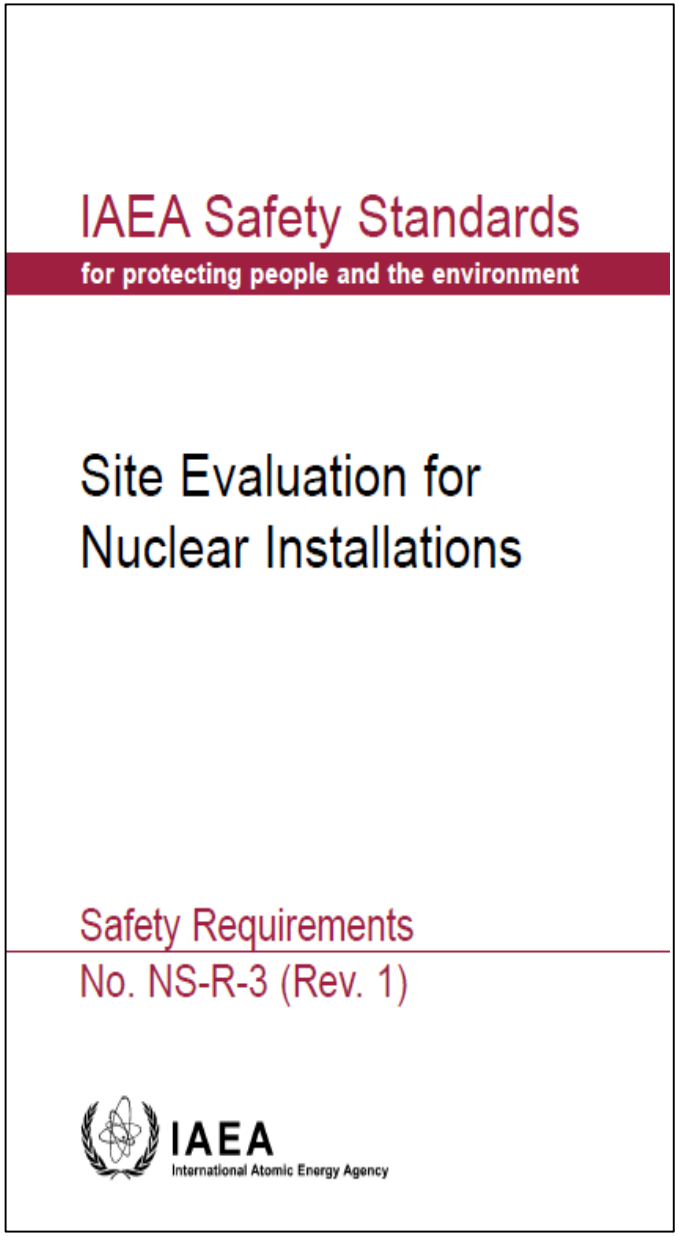
他方、欧米、特に西欧の原子力安全に対する考え方や取組みには、異常と思える徹底した追究の精神が表われており、日本人的な社会通念は、これを持ち込む余地が全く無いように思える。世界水準の高さと、この先ギャップを詰めていくことの難しさを痛感させられる。

強大な自然現象には、四国電力が諸々の対策を講じ、原子力規制委員会がそれらを有効なものと認めた今もなお、軽々と一蹴してしまう威力があるように思える。今や、安全か否かが議論のポイントなのではなく、リスクを受入れるか否かではないのだろうかと考えさせられる。

目次

第１　立地上の問題
第２　安全対策の問題
　１　福島事故の教訓
　２　福島事故の教訓の反映
　３　日本の安全対策の共通的な問題
　４　伊方原子力発電所の立地条件と地震ハザード
　５　伊方原子力発電所の安全評価の欠落点
　６　伊方原子力発電所の安全対策の短所
　７　伊方原子力発電所における事故評価の欠落点、事故対策の問題点
　８　伊方原子力発電所における安全目標の達成

第１　立地上の問題



履歴

- 1988年： SS No. 50-C-S (Rev.1) Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Siting
- 2003年： NS-R-3 Site Evaluation for Nuclear Installations
- 2011年： 福島事故
- 2016年： NS-R-S (Rev.1) Site Evaluation for Nuclear Installations

Safety Requirements の位置付け

- 自国の規制が確立されていない諸国においては、そのまま運用しても良い。
- 自国の規制が確立している諸国においても、適宜参照しても良い。
- IAEA による審査の根拠として活用される。
- 立地場所の特異性により、該当しない事項も含まれているため、適宜取捨選択して活用する。

2.1. The main objective in site evaluation for nuclear installations in terms of nuclear safety is to protect the public and the environment from radiological consequences of radioactive releases due to accidents. Radioactive releases due to normal operation (i.e. discharges) shall also be considered. In the evaluation of the suitability of a site for a nuclear installation, the following aspects shall be considered:

(a) The effects of external events occurring in the region of the particular site (the external events could be of natural origin or human induced);

(b) The characteristics of the site and its environment that could influence the transfer to persons and to the environment of radioactive material that has been released;

(c) The population density and population distribution and other characteristics of the external zone in so far as they could affect the possibility of implementing emergency response actions and the need to evaluate the risks to individuals and to the population.

2.2. If the site evaluation for the three aspects cited indicates or if subsequent reviews indicate that the site is unacceptable and the deficiencies cannot be compensated for by design features, measures for site protection or administrative procedures, the site shall be deemed unsuitable.

- 原子力施設の立地の適否を評価するに当っては、以下の諸点を考慮すること。

a. 外部事象（自然現象および人的事象）による影響。

b. 放出された放射性物質が人と環境に影響を及ぼし得る立地場所とその環境の特徴。

c. 緊急時の対応に影響する可能性のある人口密度、人口分布、その他の所外の特徴、および個別的、集合的なリスクのついて評価する必要性。

- 以上の3点に関する評価の結果、不適切と判断され、摘出された欠陥に対して、設計、防護対策、手順書によって十分に補い得ない場合には、当該の設置場所は不適と見做される。

a. 外部事象（自然現象および人的事象）による影響。
   - *地震、噴火、津波、強風、・・・*
   - *テロ*

b. 放出された放射性物質が人と環境に影響を及ぼし得る立地場所とその環境の特徴。
   - *半島、周辺の小島*
   - *道路網（橋、トンネル）*
   - *分水嶺、河川、湖沼*
   - *空港、港湾、鉄道、幹線道路、工業団地*
   - *飲料水、耕作地*
   - *文化的資産、自然公園、行楽施設、海水浴場*
   - *廃棄物、下水の焼却灰*

c. 緊急時の対応に影響する可能性のある人口密度、人口分布、その他の所外の特徴、および個別的、集合的なリスクのついて評価する必要性。
   - *人口の年齢別分布*
   - *病院、医療・介護施設、学校*
   - *避難道路の降雪、氷結、遮断*
   - *政治・行政上の拠点（県庁、市町村役場）*
   - *産業構造（農業、漁業、観光業）*
   - *観光旅行者（外国人を含む）の避難*
   - *避難所の確保、ホールボディカウンター施設*
   - *複合災害に対する評価*

2.6. The foreseeable evolution of natural and human-made factors in the region that could have a bearing on safety shall be evaluated for a time period that encompasses the projected lifetime of the nuclear installation. These factors, and in particular population growth and population distribution, shall be monitored over the lifetime of the nuclear installation. If necessary, appropriate measures shall be taken to ensure that the overall risk remains acceptably low. There are three means available to ensure that risks are acceptably low: design features, measures for site protection (e.g. dykes for flood control) and administrative procedures. Design features and protective measures are the preferred means of ensuring that risks are kept acceptably low.

- 安全性に対する負担の要因に関しては、施設の稼働期間中の経時的変化、特に、人口増加や人口分布の変化についても考慮すること。
  - ***人口の年齢別構成***
  - ***新たな集客施設（観光・行楽地）***
  - ***避難道路の交通量の増加（通常時、ラッシュアワー時）***
- 総合的なリスクを許容できるレベルに低く抑えるための安全対策としては3つがある。1）設計改良、2）防護対策の追加、3）手順書の策定である。ただし、前二者の採用が望ましい。
  - ***設計改良： 格納容器底部のスラブの嵩上げ、コア・キャッチャー、フィルター・ベントの追加など。***
  - ***防護対策の追加： 防波堤の建設。竜巻対策。水密扉の設置。***
  - ***手順書の策定： 可搬式設備による過酷事故対策。***

2.8. In the derivation of the hazards associated with external events, consideration shall be given to the effects of the combination of these hazards with the ambient conditions (e.g. hydrological, hydrogeological and meteorological conditions).

- 外部事象に関連したハザードを設定するにおいては、水理、水文、気象の諸条件との組合わせを考慮すること。
  - ***強風＋水理＋気象： 落雷を伴う暴風雨。所内、所外の道路冠水。***
  - ***地震＋水文： 地震によって建屋の地階に亀裂が発生した場合には、地下水（泥流）が流入。***
  - ***地震＋気象： 酷暑期、厳冬期、梅雨期においても地震が発生し得る。***
  - ***津波＋気象： 低気圧、満潮時に津波が発生。***

2.12. For each proposed site the potential radiological impacts in operational states and in accident conditions on people in the region, including impacts that could warrant emergency response actions, shall be evaluated with due consideration of relevant factors, including population distribution, dietary habits, uses of land and water, and the radiological impacts of any other releases of radioactive material in the region.

- 周辺住民の緊急対応に及ぼし得る放射線影響について、人口分布、食習慣、土地利用、水利用などの実態も考慮して評価すること。
  - ***緊急時防護措置準備区域(UPZ)圏内の住民の水、食品の安全確保***
  - ***緊急時防護措置準備区域(UPZ)圏外の住民の水、食品の安全確保***
  - ***この場合の米国の EPZ は半径50マイル(80km)として定義されている。***

2.13A. An assessment shall be made of the feasibility of implementation of emergency plans. All on-site and collocated installations shall be considered in the assessment, with special emphasis on nuclear installations that could concurrently experience accidents.

- 所内にある全ての原子力設備が同時に事故を経験する場合も考慮して防災計画を策定すること。
  - ***全号機***
  - ***原子炉＋使用済燃料プール***

Regulatory Guide 4.7
General Site Suitability Criteria for Nuclear Power Stations
規制ガイド4.7
原子力発電所のサイト適正基準

C. REGULATORY POSITION

1. GEOLOGY AND SEISMOLOGY

Preferred sites are those with a minimal likelihood of surface or near-surface deformation and a minimal likelihood of earthquakes on faults in the site vicinity (within a radius of 8 km (5 miles)). Because of the uncertainties and difficulties in mitigating the effects of permanent ground displacement phenomena such as surface faulting or folding, fault creep, subsidence or collapse, the NRC staff considers it prudent to select an alternative site when the potential for permanent ground displacement exists at the site.

C. 規制の立場

1. 地質学および地震学

原子力発電所の敷地として望ましいのは、地表または地表近くの変形が極めて起こり難く、敷地の近傍（半径8km（5マイル）以内）にある断層上での地震が極めて起こり難い土地である。
地表断層や褶曲（しゅうきょく）、断層クリープ、陥没（地盤沈下）、崩落など、地面の永久変位（変形）現象による影響を緩和することには、不確かさと困難が伴うことから、NRC職員は、当該の敷地に地面の永久変位（変形）の可能性が存在するときには、別の敷地を選択することが慎重であると考える。

2.17. Prehistoric, historical and instrumentally recorded information and records, as applicable, of the occurrences and severity of important natural phenomena or of human induced situations and activities shall be collected for the region and shall be carefully analysed for reliability, accuracy and completeness.

2.18. Appropriate methods shall be adopted for establishing the hazards associated with major external phenomena. The methods shall be justified in terms of being up to date and compatible with the characteristics of the region. Special consideration shall be given to applicable probabilistic methodologies. It should be noted that probabilistic hazard curves are generally needed to conduct probabilistic safety assessments for external events.

- 自然現象としては、観測データ、古文書、有史以前の情報も入念に収集して分析に供すること。
  - ***福島では手遅れ***
  - ***噴火***
  - ***活断層***
- 一般に、外部事象に対する確率論的安全（リスク）評価（PSA/PRA）においては、然るべき確率論的ハザード曲線の活用が必要。
  - ***一様ハザード・スペクトルの策定***
  - ***津波ハザード曲線***
  - ***噴火ハザード・マップ***

第２　安全対策の問題

1.福島事故の教訓（1）

複合災害（自然災害と原子炉事故が重なった事故）だったこと

- 福島事故：　地震・津波による災害と原子炉事故が同時に発生。
- 地震・津波が原子炉事故の対応を妨げる。
  - 大量の漂流物の散在、滞留水
  - ポンプ、水源の損傷
  - 構内道路の破損
  - 頻繁な強い余震による作業の中断
- 原子炉事故が地震・津波の復旧を妨げる。
  - 放射性物質による汚染のため、帰還が長期間にわたって困難。

東北地方太平洋沖地震によって損壊した福島第一原子力所構内の道路

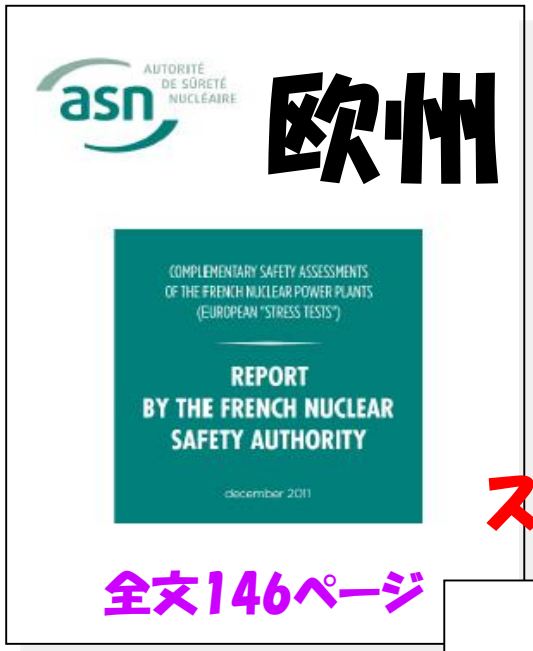
2.福島事故の教訓の反映

自然現象（地震、溢水、強風など）に対する耐性の向上

- 欧州：ストレス・テスト
  - 各ハザードに対する設計基準の設定が適正か
  - 各原子力発電所の設計基準に対する余裕が十分か
- 米国：可搬式設備を主体とした追加対策（FLEX）
  - 自然現象に対するハザード評価と対策は1990年代に実施済
  - 火災、内部溢水、全交流電源喪失への備えは恒久的な設備改良として以前から実施済。
  - テロ対策（B.5.b）も実施済
- 日本：
  - 津波対策
  - ストレス・テスト
  - 可搬式設備による追加対策
  - 新規制基準による規制要件の全般的アップグレード

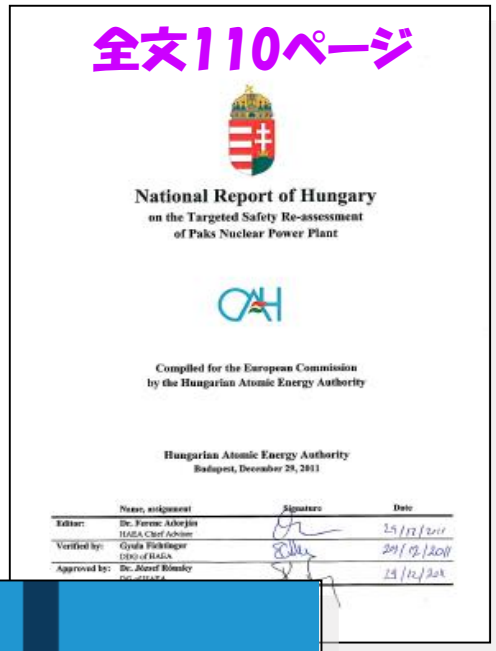
欧州

ストレス・テスト報告書

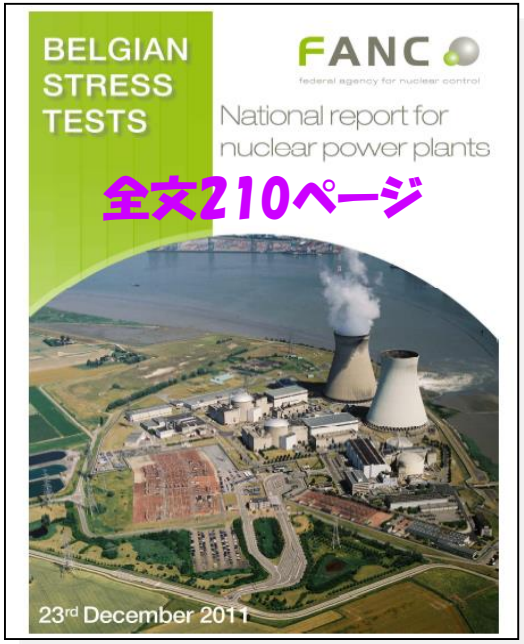


全文146ページ

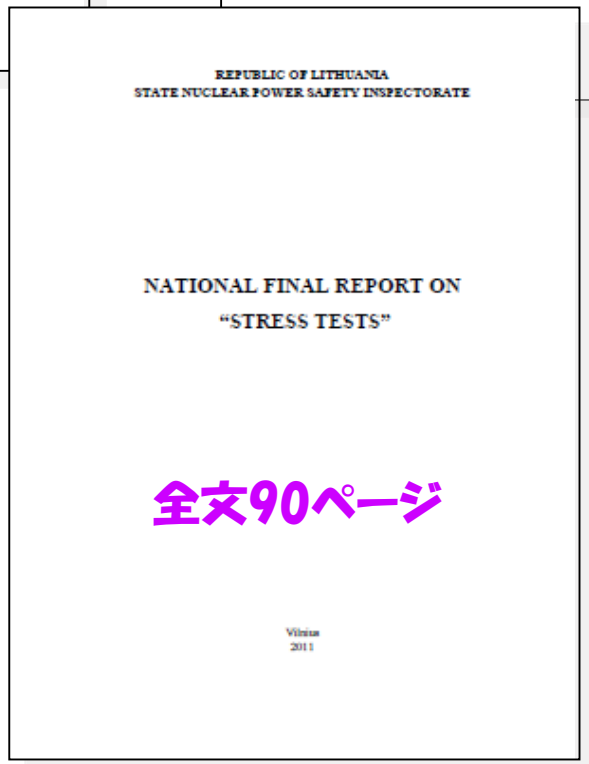
全文231ページ



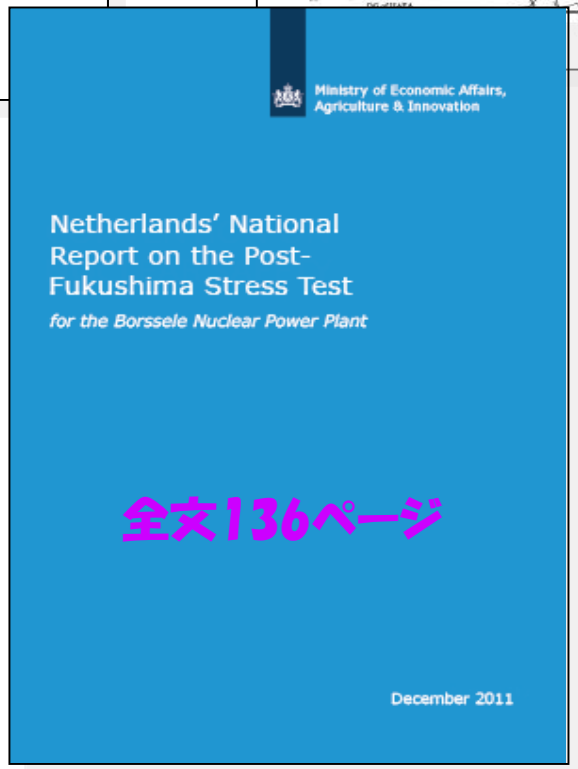
全文110ページ



全文210ページ



全文90ページ



全文136ページ

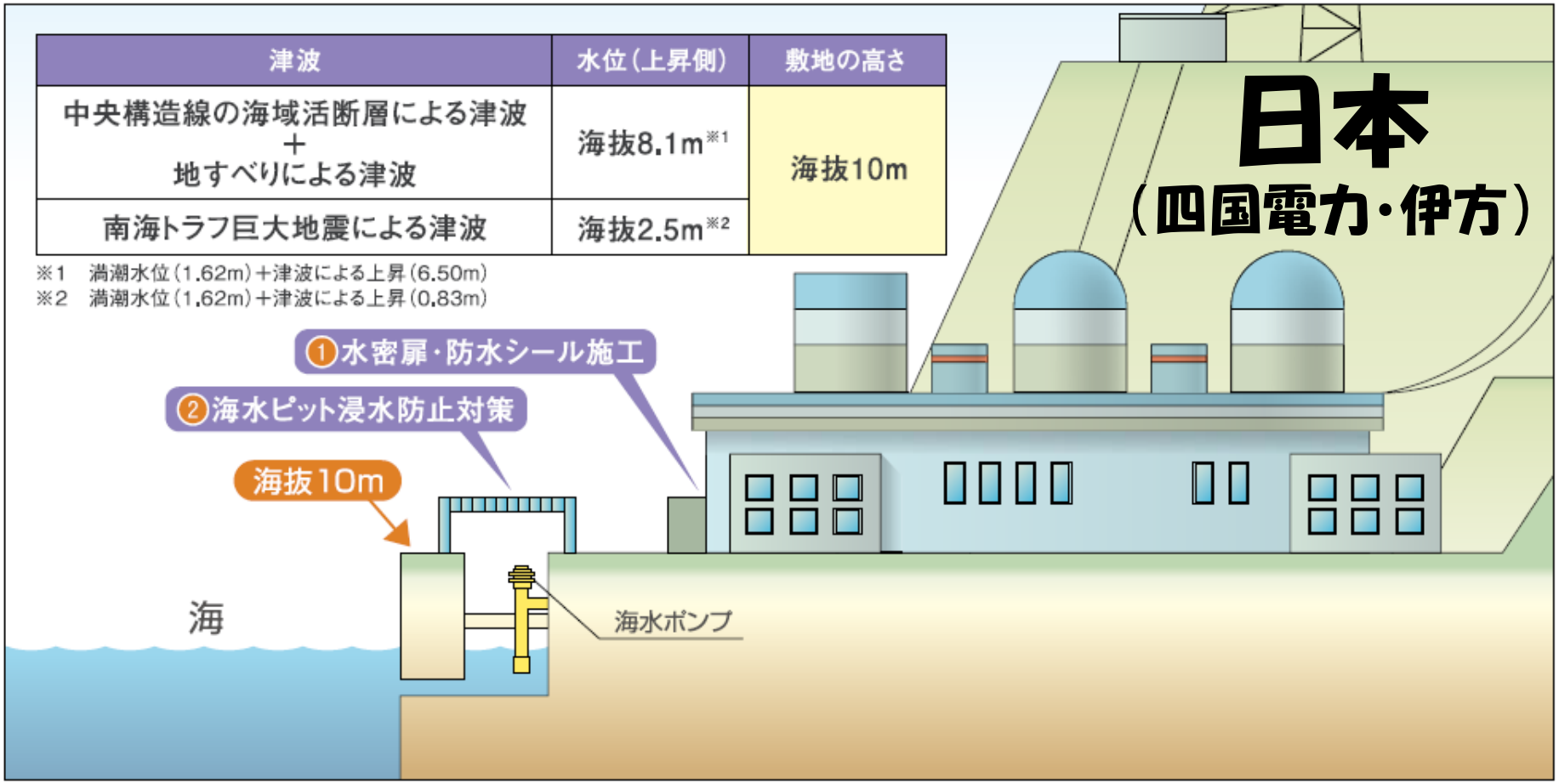
米国

VERDE NUCLEAR FIRE DEPARTMENT
07
PALO VERDE
NUCLEAR
FIRE DEPT
2012
316
FIRE · RESCUE
07

津波・溢水対策

津波	水位（上昇側）	敷地の高さ
中央構造線の海域活断層による津波 ＋ 地すべりによる津波	海抜8.1m※1	海抜10m
南海トラフ巨大地震による津波	海抜2.5m※2	

※1　満潮水位（1.62m）＋津波による上昇（6.50m）
※2　満潮水位（1.62m）＋津波による上昇（0.83m）



大型水密扉（扉の厚さ35cm）

水密扉（扉の厚さ15cm）

防水シール施工

火災防護・竜巻対策の強化

③内部火災対策

火災感知器
（2種類）
耐火壁
自動消火装置
防火扉
重要設備 A
重要設備 B
防火扉

送電線
変電所
配電線
①重油タンク
②森林火災対策
周辺樹木を伐採
海抜84m
海抜32m
海抜10m
海
①海水ピットポンプ室防護壁

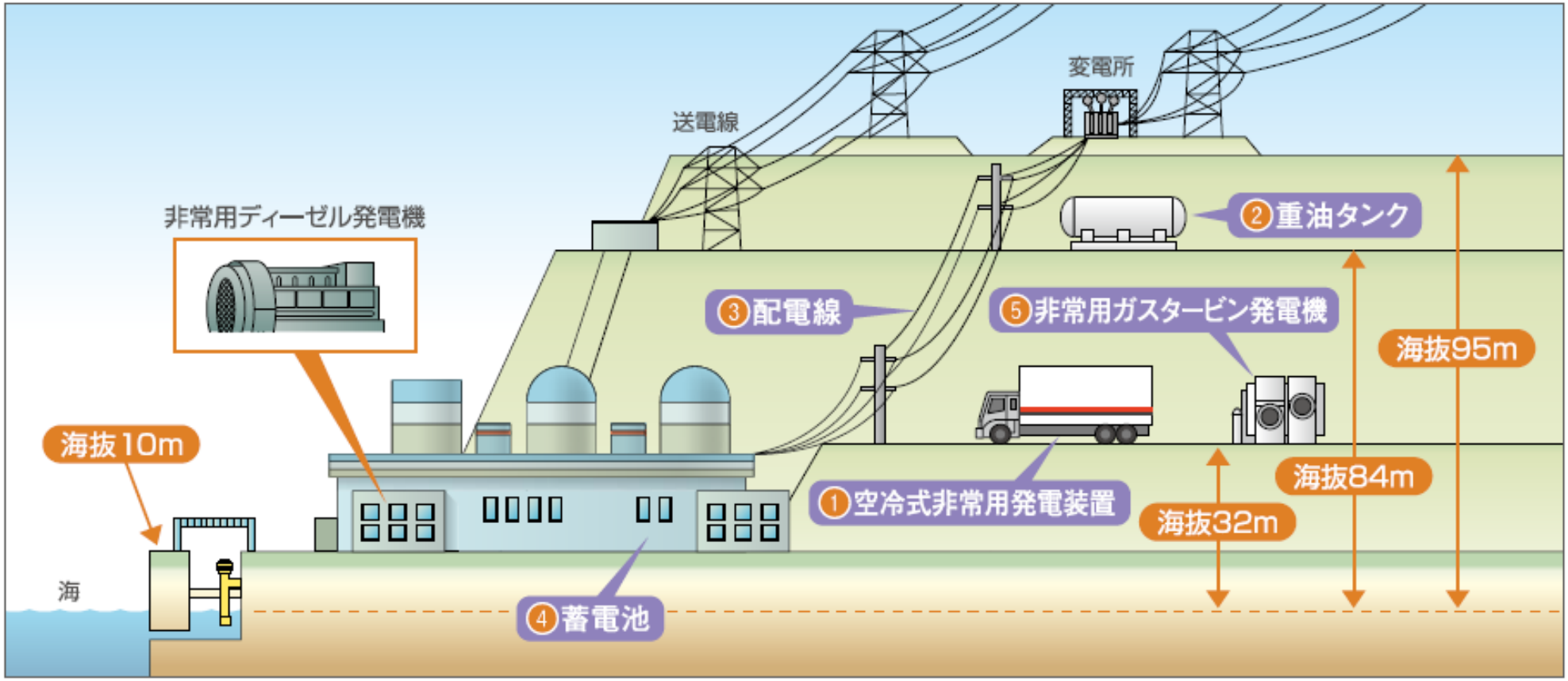
周辺約35mの樹木を伐採しモルタルを吹付

自動消火装置（ハロン消火装置）

海水ピットポンプ室
（飛来物対策前）

海水ピットポンプ室防護壁を設置
（飛来物対策後）

バックアップ電源の強化



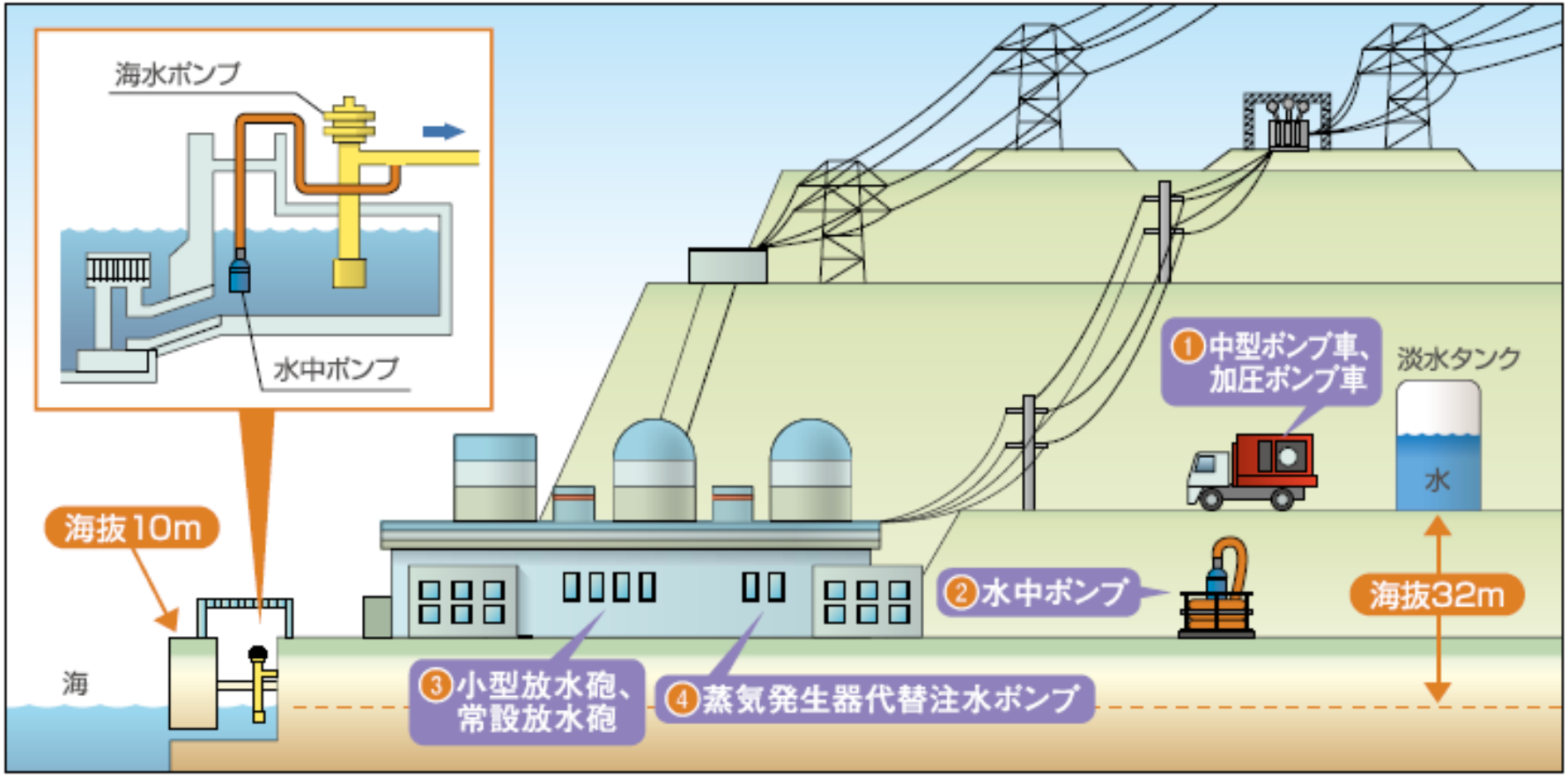
①空冷式非常用発電装置

②重油タンク

③配電線

④蓄電池

バックアップ冷却水の確保



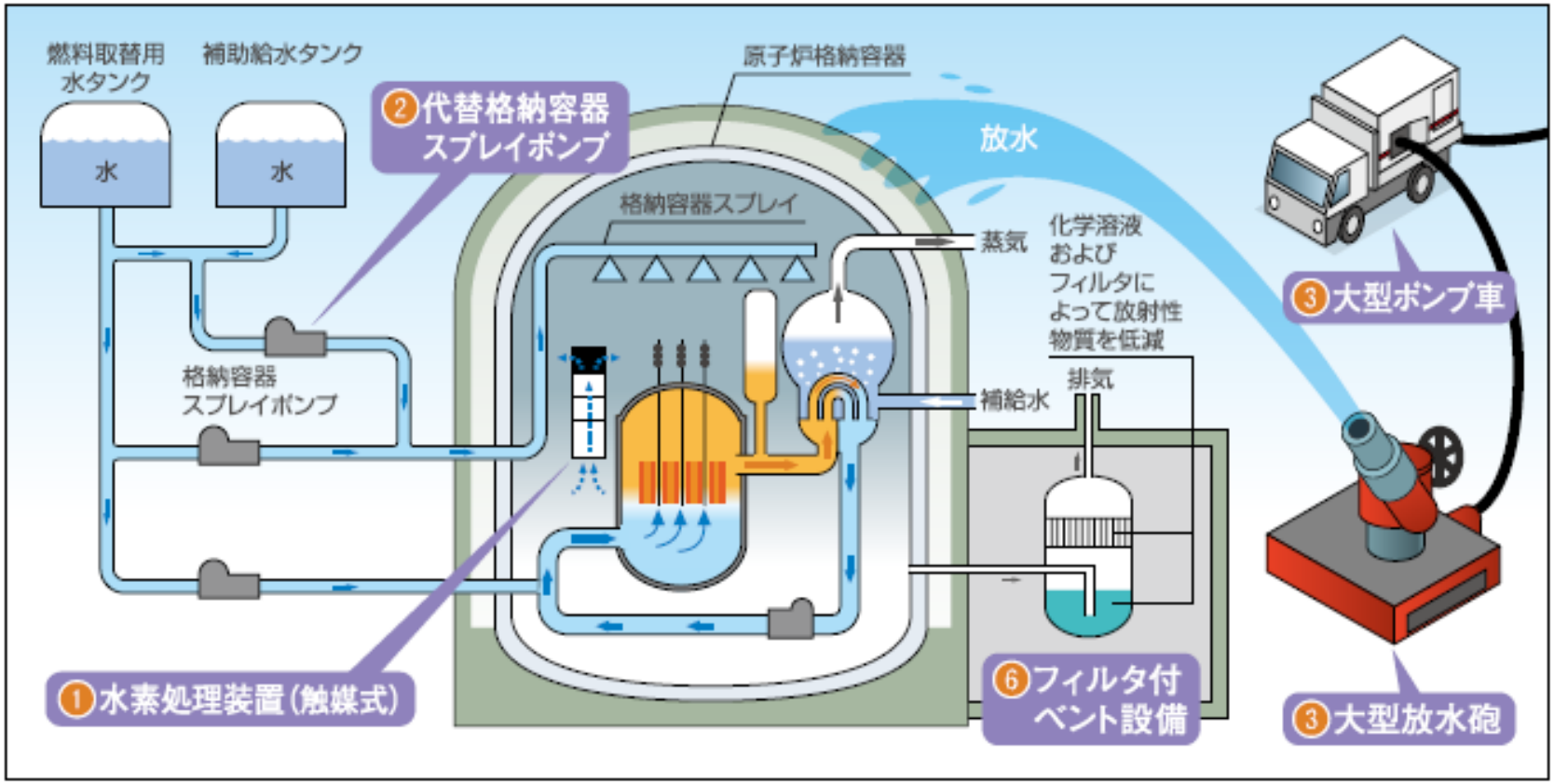
①中型ポンプ車

②水中ポンプ

③小型放水砲

④蒸気発生器代替注水ポンプ

過酷事故対策の強化



❶水素処理装置
（触媒式）

水素と酸素が反応して水（水蒸気）となることで水素濃度を低減

❸大型放水砲

❸大型ポンプ車

❹ホイールローダ

❹バックホウ

❺総合事務所内緊急時対策所

緊急対応訓練

総合訓練

電源車から建屋への給電訓練

配管接続訓練

中型ポンプ車の操作訓練

緊急対応訓練

ホイールローダでの陥没箇所修復訓練

全交流電源喪失を想定したシミュレータ訓練

大型放水砲と大型ポンプ車の操作訓練

夜間に携帯用照明だけで作業を行う訓練

3.日本の安全対策の共通的な問題

- 自然現象のハザードが依然大きな脅威。
- 事故の発生防止に関する安全評価が不完全。
- 事故の発生防止に関する安全対策が不十分。
- 不完全な安全評価、不十分な安全対策であるにもかかわらず、過度に楽観的。悪い状況への暗転を評価することも、その対策を講じることも本格的でない。

		評価	対策
事故の発生防止		△（不完全）	△（不十分）
事故の拡大抑制	成功	△（過度に楽観）	△（過度に楽観）
	失敗	×（欠落）	×（欠落）

- 高い「安全目標」を掲げてはいるが、達成を評価する方法がなく、公正に評価した場合、未達成となる可能性が極めて大きい。

龍門原子力発電所（台湾　ABWR）に対するリスク解析の結果（PSARによる）

	内部事象	外部事象	運転停止時	合計	安全目標
CDF	2.25×10^{-7}	3.22×10^{-6}	8.32×10^{-9}	3.45×10^{-6}	1.0×10^{-5}
LRF	2.0×10^{-8}	5.0×10^{-7}	8.1×10^{-9}	5.3×10^{-7}	1.0×10^{-6}

		運転中	停止時
内部事象		2.25×10^{-7}	1.00×10^{-9}
外部事象	地震	3.14×10^{-6}	6.80×10^{-9}
	火災	6.14×10^{-8}	$< 1.00\times10^{-10}$
	溢水	2.30×10^{-8}	5.20×10^{-10}
	台風	6.30×10^{-10}	$< 1.00\times10^{-10}$
合計		3.45×10^{-6}	8.32×10^{-9}

- **外部事象が、全リスク（CDF）の93% を占めている。**
- **地震が、全リスク（CDF）の91% を占めている。**
- **内部事象は、全リスク（CDF）の6.5% を占めるだけ。**

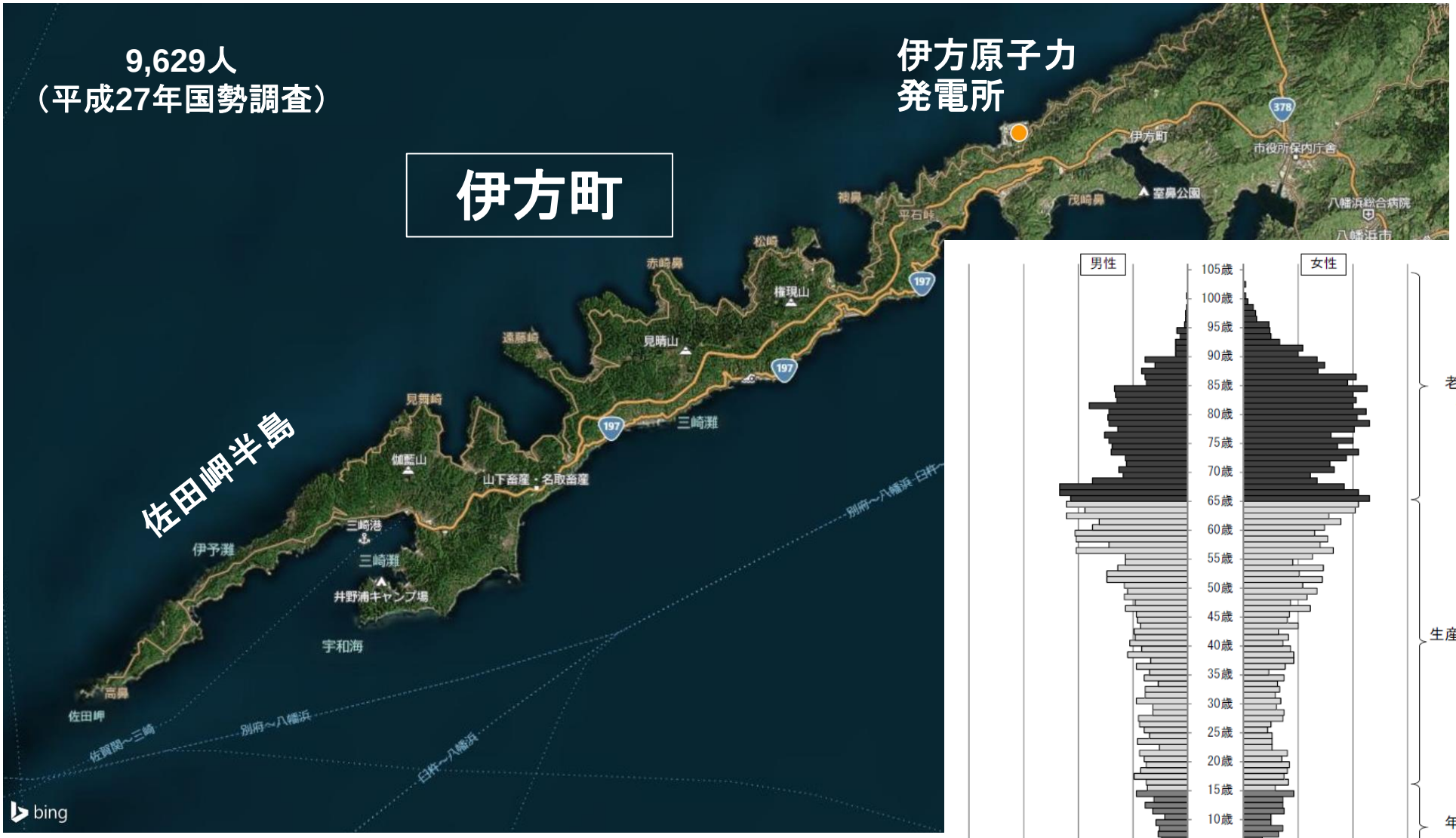
4.伊方原子力発電所の立地条件と地震ハザード

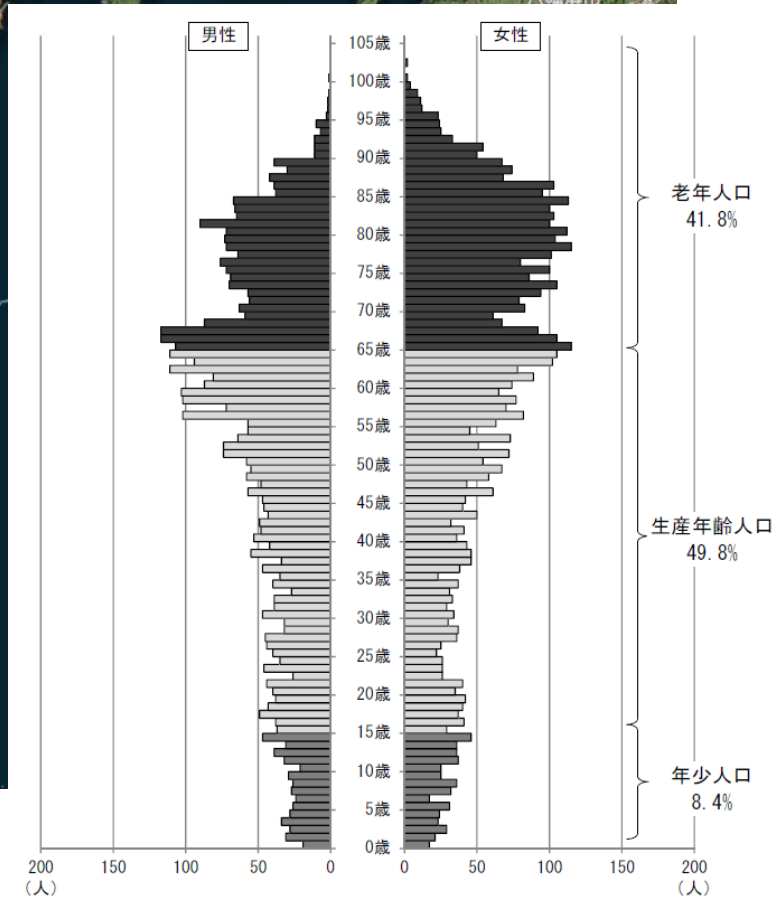
- 立地上の不利な条件
  - 佐田岬半島全長に沿った中央構造線活断層。
  - 厳しい地形と身体的負担の多い無理な防災計画。
- 地震リスクが過小評価である可能性
  - 基準地震動設定の非保守性。
  - 一様ハザード・スペクトルの不確実性、非保守性。
- 狭い敷地、無理な造成
  - 事故対応の際に有効活用できる敷地内の面積が著しく狭く、プラント職員の安全についての懸念。
  - 汚染水対策などの実行性に無理。

9,629人
（平成27年国勢調査）

伊方原子力
発電所

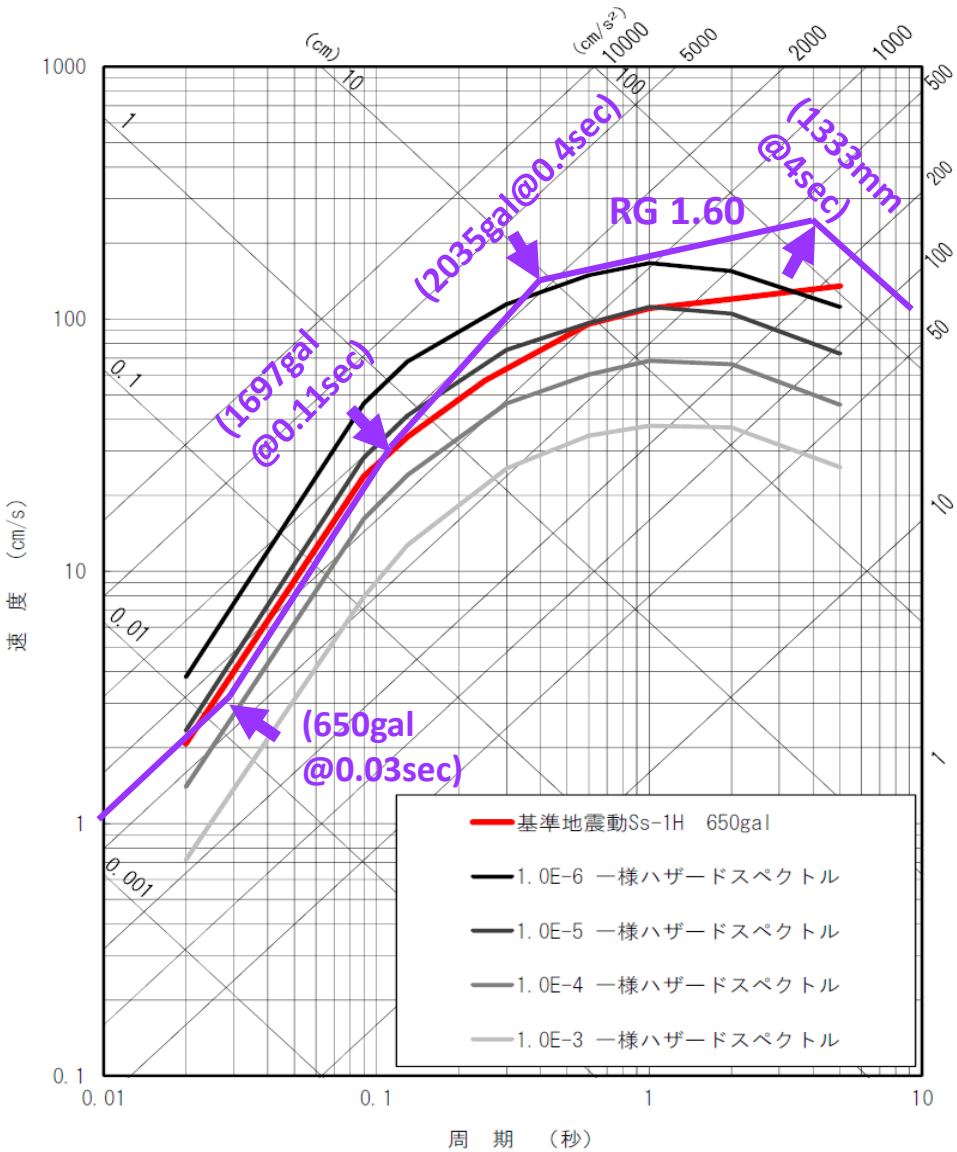
伊方町

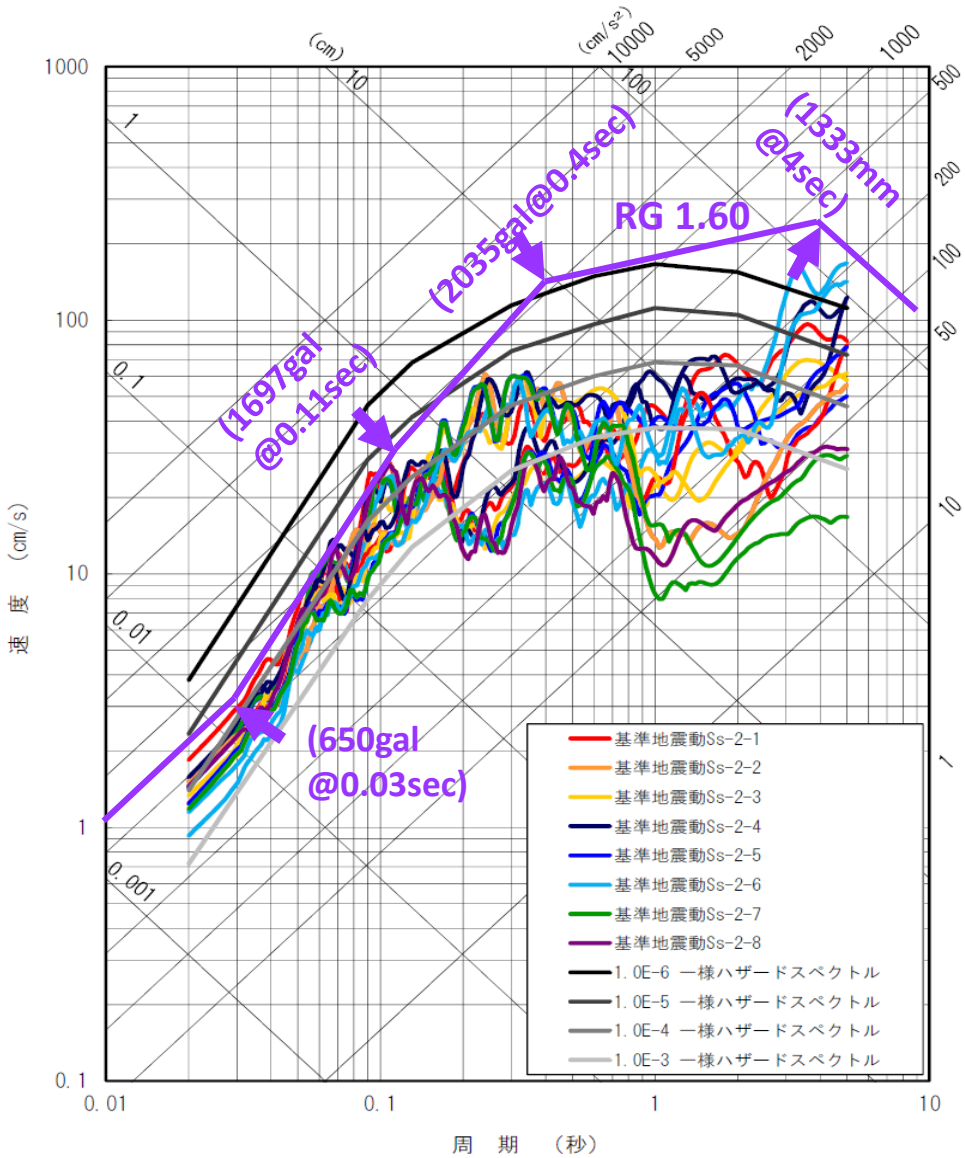




出典：住民基本台帳（平成27年4月1日）

米国の規制指針（RG 1.60）による応答スペクトルが1本あれば、Ss-1も、Ss-2-1～Ss-2-8 も包絡される。

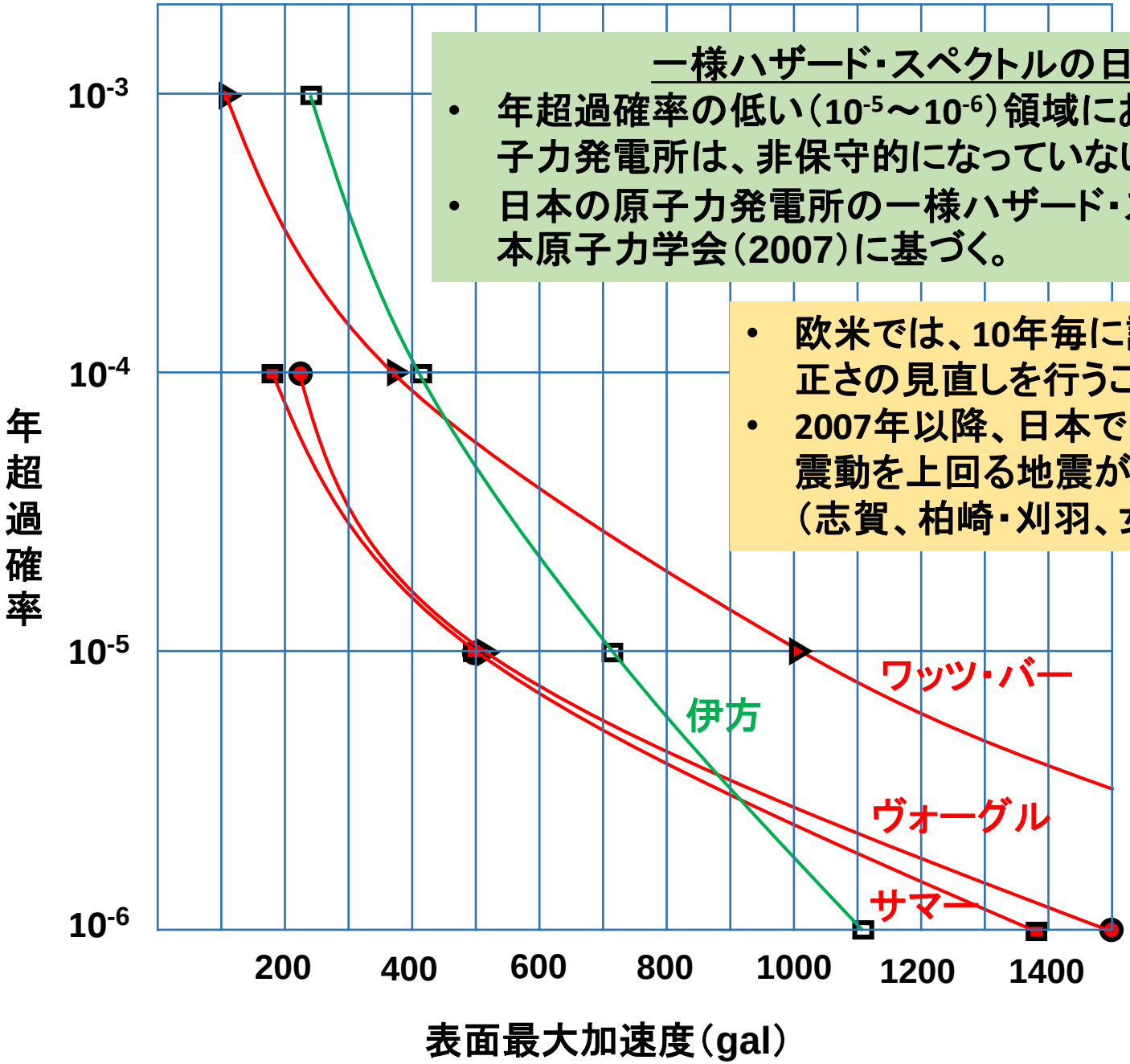




一様ハザード・スペクトルの日米差

- 年超過確率の低い（10^{-5}～10^{-6}）領域において、日本の原子力発電所は、非保守的になっていないのだろうか？
- 日本の原子力発電所の一様ハザード・スペクトルは、日本原子力学会（2007）に基づく。

- 欧米では、10年毎に設計基準値の適正さの見直しを行うことにしている。
- 2007年以降、日本では、設計基準地震動を上回る地震が延べ4回発生。（志賀、柏崎・刈羽、女川、福島第一）



- 斜面を削り落とし、埋立て、整地して造成した狭い敷地。
- 汚染水タンクは、どこに建てるのか？
- 無風で気温の逆転現象が起こった場合、敷地内に高濃度の放射能雲が希釈されないまま滞留。
- 安全な活動拠点となるべき緊急時対策所は？
- 内部被曝を計測するホール・ボディ・カウンターは？

5.伊方原子力発電所の安全評価の欠落点

- 原子炉事故リスクの現実
  - 直接的原因（安全系設備の損傷）よりも、間接的原因（非安全系設備の損傷によって誘発される安全系設備の故障）で起こる可能性が支配的。
  - 非安全系設備の損傷は、地震によって多様、多重に起こり得るが、その評価がなされていない。
- 事故発生後のロジスティック
  - 安全な人員の移動、迅速な資機材の運搬も重要な要素。
  - 傾斜面に建設された道路の崩壊、港湾設備の損壊による影響。

安全系　vs.　非安全系

健全だった非安全系によって救（すく）われた事例

- 1975年3月　　ブラウンズ・フェリー1号機の火災は、復水ポンプ（非安全系）による原子炉への注水によって、炉心の冷却を確保できた。
- 2011年3月　　福島第二は、津波によって所内非常用ディーゼル発電機（安全系）が全滅。辛うじて残った1回線のみの所外電源（非安全系）によって、最終除熱系統が復旧でき、過酷事故への進展が回避できた。

非安全系の損傷によって掬（すく）われそうになった事例

- 1972年8月　　クオドゥ・シティーズ1号機の主復水器循環水系配管の伸縮継手（非安全系）が損傷してタービン建屋が溢水。安全系設備に影響。
- 2002年7月　　クオドゥ・シティーズ2号機の蒸気乾燥器が損傷し、破片の一部が主蒸気配管に入っているのが確認。隔離不能になる可能性を示唆。

原子炉事故は、
非安全系の損傷によっても起きる

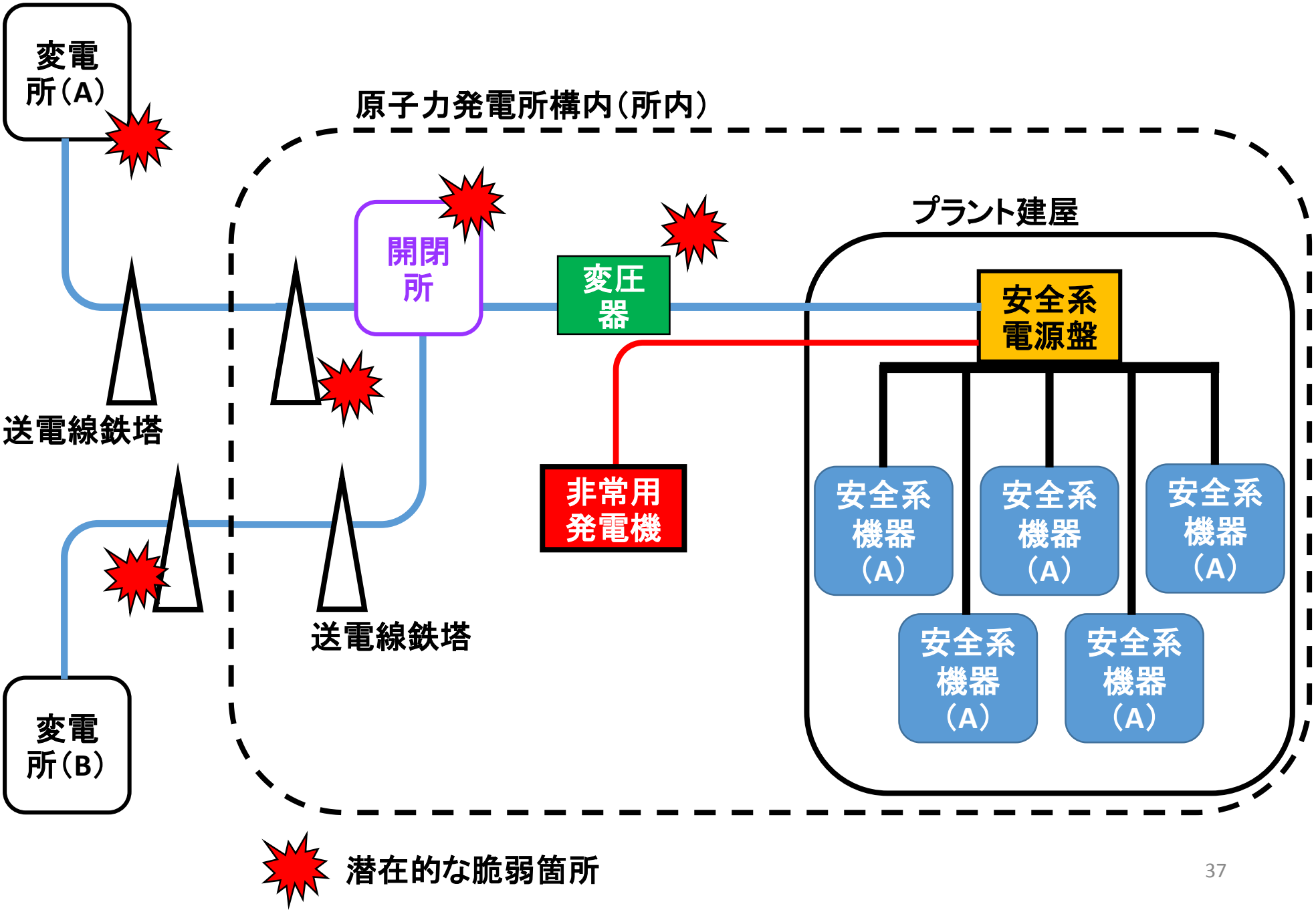
	安全系	非安全系
高リスク		✔
低リスク		

なぜ？

- 非安全系の損傷が安全系の故障を誘発
- 非安全系の故障が安全系の故障と重複
- 非安全系と安全系の共用系統の場合、非安全系側の故障が安全系側の性能を低下

代表例：

共通原因によって所外電源（非安全系）と非常用所内電源（安全系）を同時に喪失


変電所（A）
原子力発電所構内（所内）
開閉所
変圧器
プラント建屋
安全系電源盤
送電線鉄塔
非常用発電機
安全系機器（A）
安全系機器（A）
安全系機器（A）
安全系機器（A）
安全系機器（A）
送電線鉄塔
変電所（B）
潜在的な脆弱箇所

たとえば、東北地方太平洋沖地震のときの各原子力の発電所の変圧器の場合

地震による変圧器内の冷却油面の揺れを圧力異常と感知して避圧器（放出管）が誤動作したケース

- 東通、女川原子力発電所
- 福島第一、第二原子力発電所
- 東海第二発電所

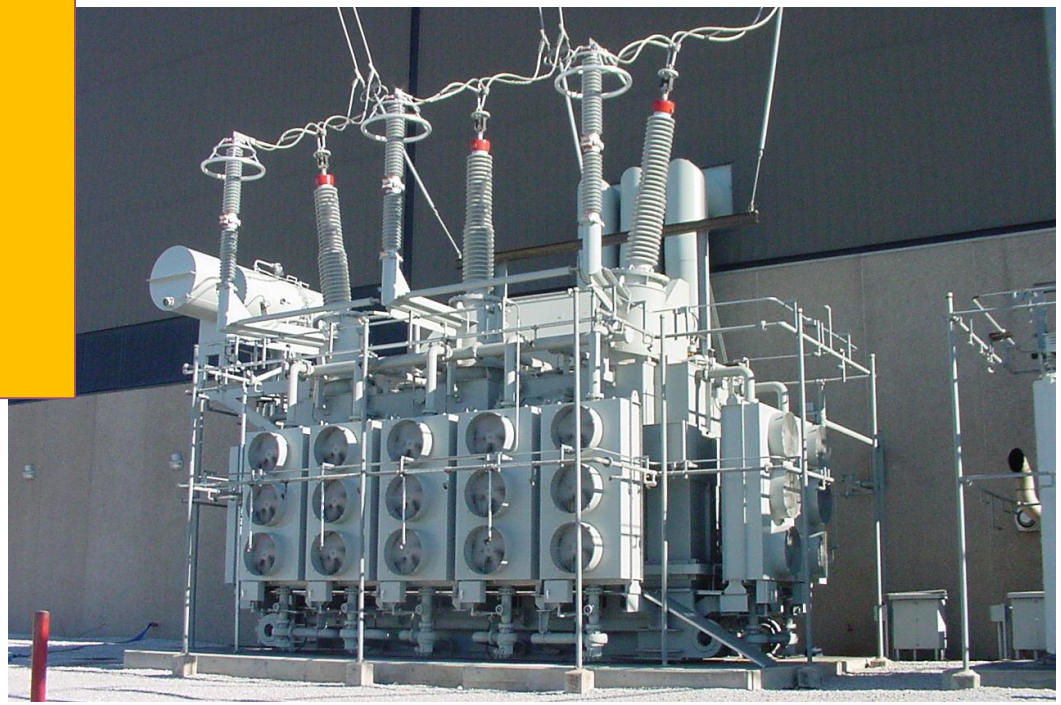
女川原子力発電所の場合

（主変圧器、起動変圧器、所内変圧器）

- **1号機　x4**
- **2号機　x7**
- **3号機　x3**

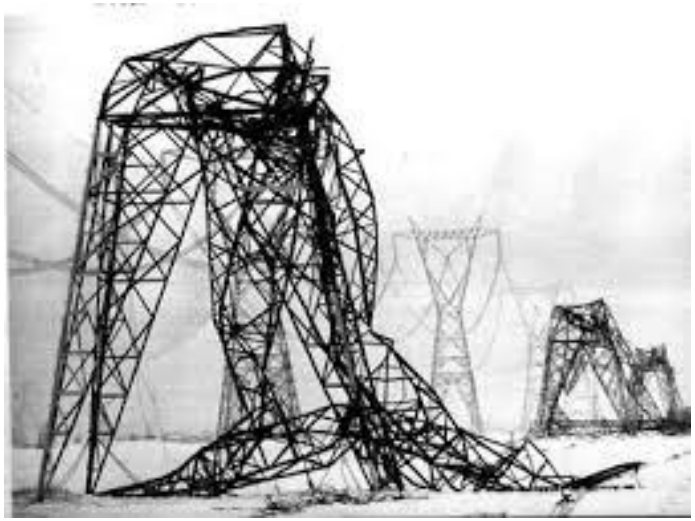
女川1号機の場合

- **3月11日　主変圧器　x3　起動変圧器　x2**
- **4月7日　主変圧器　x2　所内変圧器　x1**



強力な竜巻によって、
複数の回線を同時に
喪失（米国）

地震（福島第一原子力発電所構内）



アイス・ストーム

磁気嵐（イメージ）

安全設備と原子炉事故の関係

通説
原子炉事故は、安全設備の損傷や故障によって起こる。

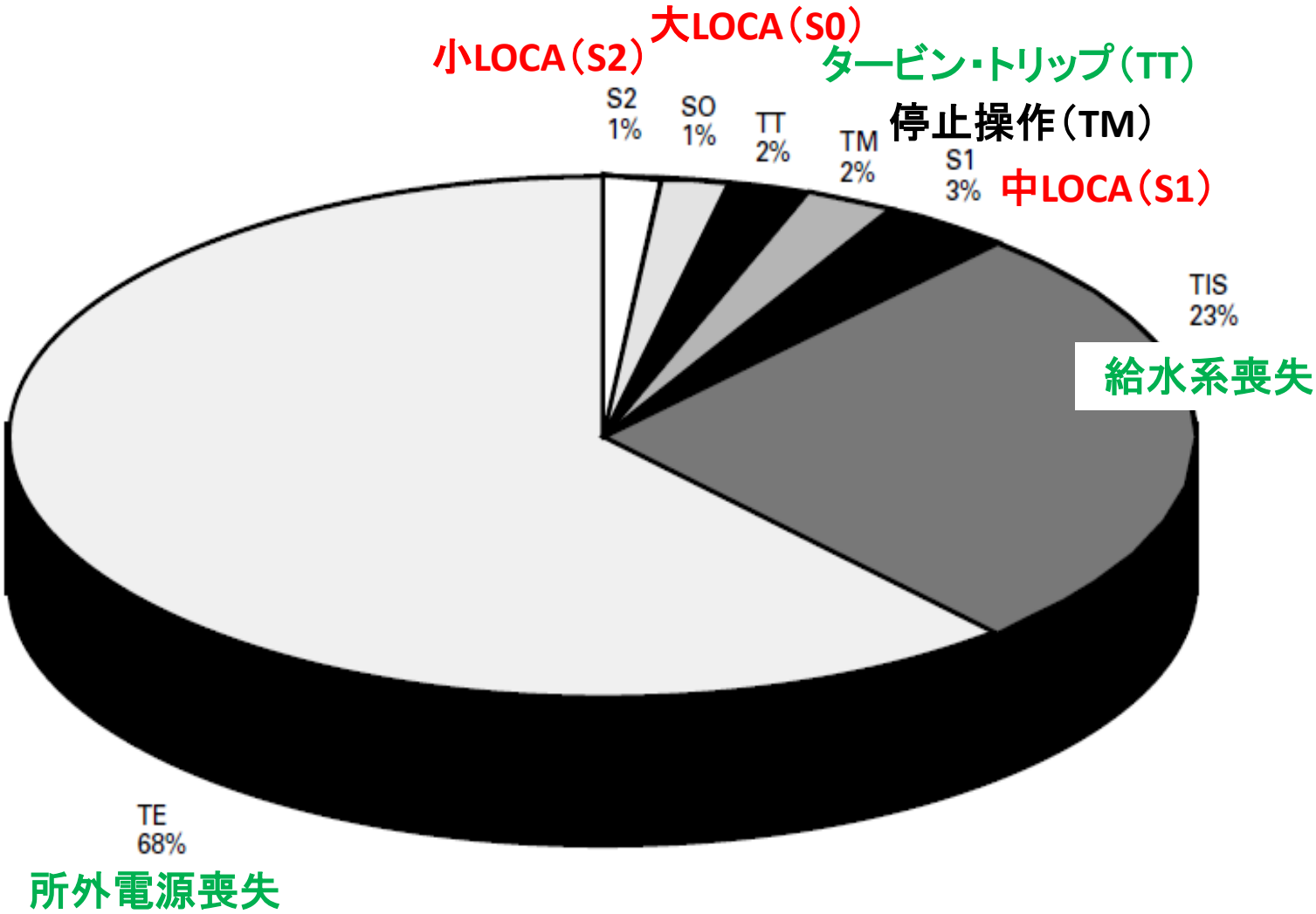
本当？

キャロウェイ原子力発電所（米国PWR）の炉心損傷頻度の内訳

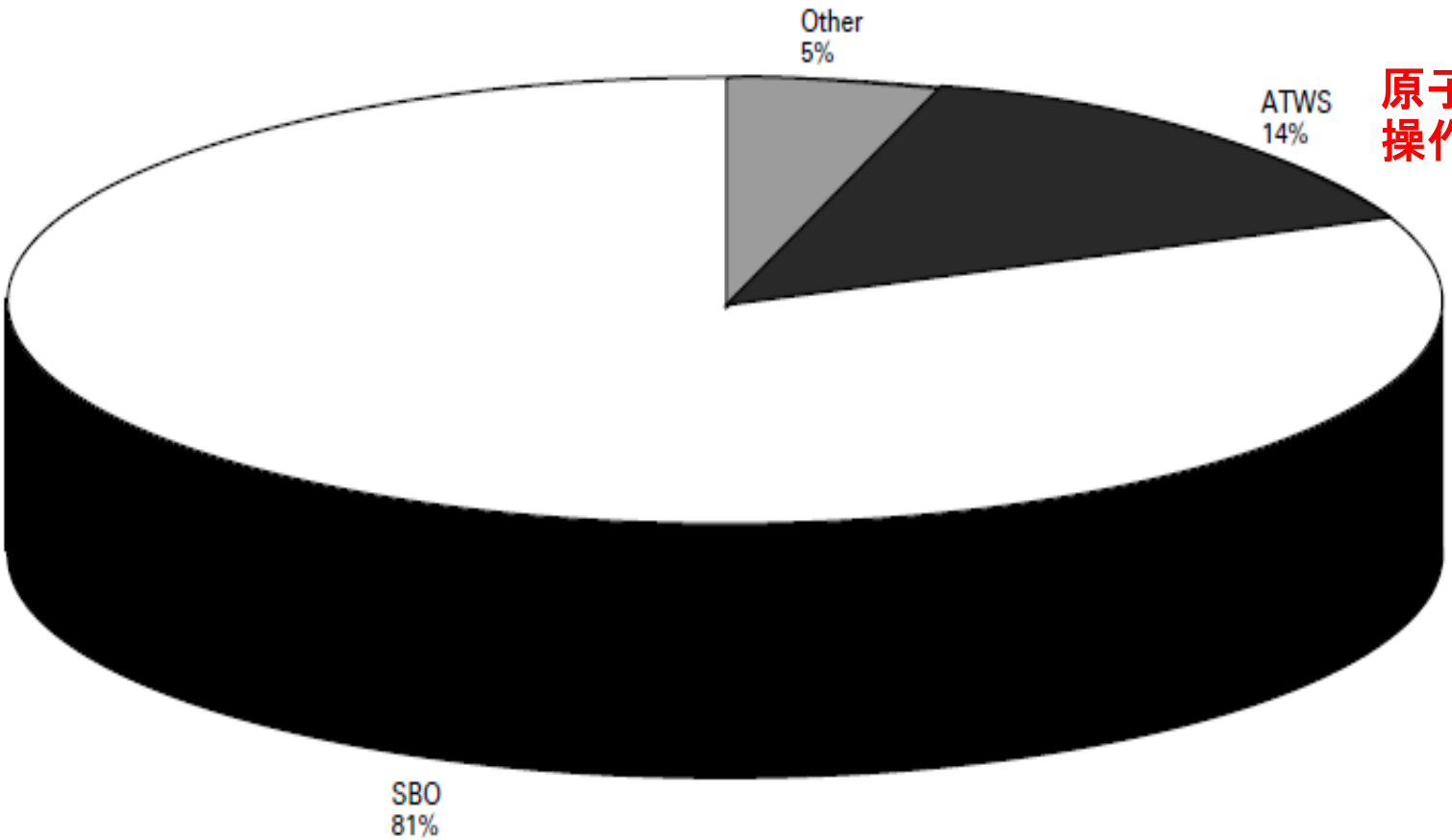
Initiating Event	CDF (per year)	Percent Contribution to CDF
Internal Flooding[a] 内部溢水	9.1×10^{-6}	35
Small LOCA	5.9×10^{-6}	23
LOSP 所外電源喪失	5.6×10^{-6}	21
Steam Generator Tube Rupture (SGTR)	2.3×10^{-6}	9
Turbine Trip with Main Feedwater Available タービン・トリップ	1.1×10^{-6}	4
Intermediate LOCA	3.6×10^{-7}	1
Main Steamline Break Outside Containment	3.5×10^{-7}	1
Reactor Vessel Rupture	3.0×10^{-7}	1
Very Small LOCA	2.1×10^{-7}	1
Loss of Main Feedwater	1.9×10^{-7}	1
Interfacing-systems LOCA (ISLOCA)	1.7×10^{-7}	1
Loss of Component Cooling Water (CCW)	1.2×10^{-7}	1
Loss of Service Water (SW)	1.2×10^{-7}	<1
Feedwater Line Breaks	9.8×10^{-8}	<1
Loss of Direct-Current (dc) Vital Buses	8.0×10^{-8}	<1
Large LOCA	4.2×10^{-8}	<1
Main Steamline Break Inside Containment	1.5×10^{-8}	<1
Total (internal events)[b]	**2.6×10^{-5}**	**100**

60%

龍門原子力発電所（台湾　ABWR）の内部事象CDF（2.25x10^{-7}/炉年）の内訳



龍門原子力発電所（台湾　ABWR）の地震によるCDF（3.14x10^{-6}/炉年）の内訳



原子炉停止
操作不能

全交流電源喪失

- 所外電源喪失
- 所内電源喪失

安全設備と原子炉事故の関係

通説
原子炉事故は、安全設備の損傷や故障によって起こる。

現実
原子炉事故は、非安全系設備の破損が安全設備の故障を起こすことで起こる。

このことは、設計基準地震動に対する安全系設備の評価のみを行っても、地震リスクの全容を把握できないことを意味する。

地震による同時多重損傷の評価方法例（概念）

地震による影響	地震の強さ（上段：設計基準の倍数、中段：年超過頻度）				
	0.32	0.6	1	1.1	1.7
	10^{-3}	10^{-4}	-	10^{-5}	10^{-6}
	210gal	390gal	650gal	700gal	1100gal
安全系機器（A）の損傷	○	○	○	○	○
安全系機器（B）の損傷	○	○	○	○	×
安全系機器（C）の損傷	○	○	○	×	×
安全系機器（D）の損傷	○	○	○	×	×
非安全系機器（a）の損傷	○	○	○	○	×
非安全系機器（b）の損傷	○	○	×	×	×
非安全系機器（c）の損傷	○	×	×	×	×
緊急時対策所の損壊	○	○	○	○	×
火災の発生	○	○	○	○	×
内部溢水の発生	○	○	○	×	×
プラント職員の負傷	0%	0%	10%	20%	30%
余震等による作業の遅れ	0%	25%	2倍	3倍	5倍

6.伊方原子力発電所の安全対策の短所

- 主観的判断と手動操作に依存（⇔自動化）
- 移動式仮設資機材に依存（⇔恒設）
- 動力、人力に依存（⇔パッシブ）
- 地震による**同時多重損傷**（建屋内外に設置された耐震性の低い機器、構造物の損傷、貯水タンクの倒壊、火災、溢水など）、負傷者の発生、仮設資材の運搬道路の損壊、余震の影響、テロリストによる妨害や脅迫が考慮されていない。
- 第三世代炉の設計では、大幅なパッシブ化が図られている。
- プラント職員による人的対応のクレジットには、かなりの制限が課せられている。

全電源喪失（SBO）時のバックアップ電源（米国ABWR）

2分以内で自動起動する恒設のガス・タービン発電機
（可搬式はその次段のバックアップであるべき）

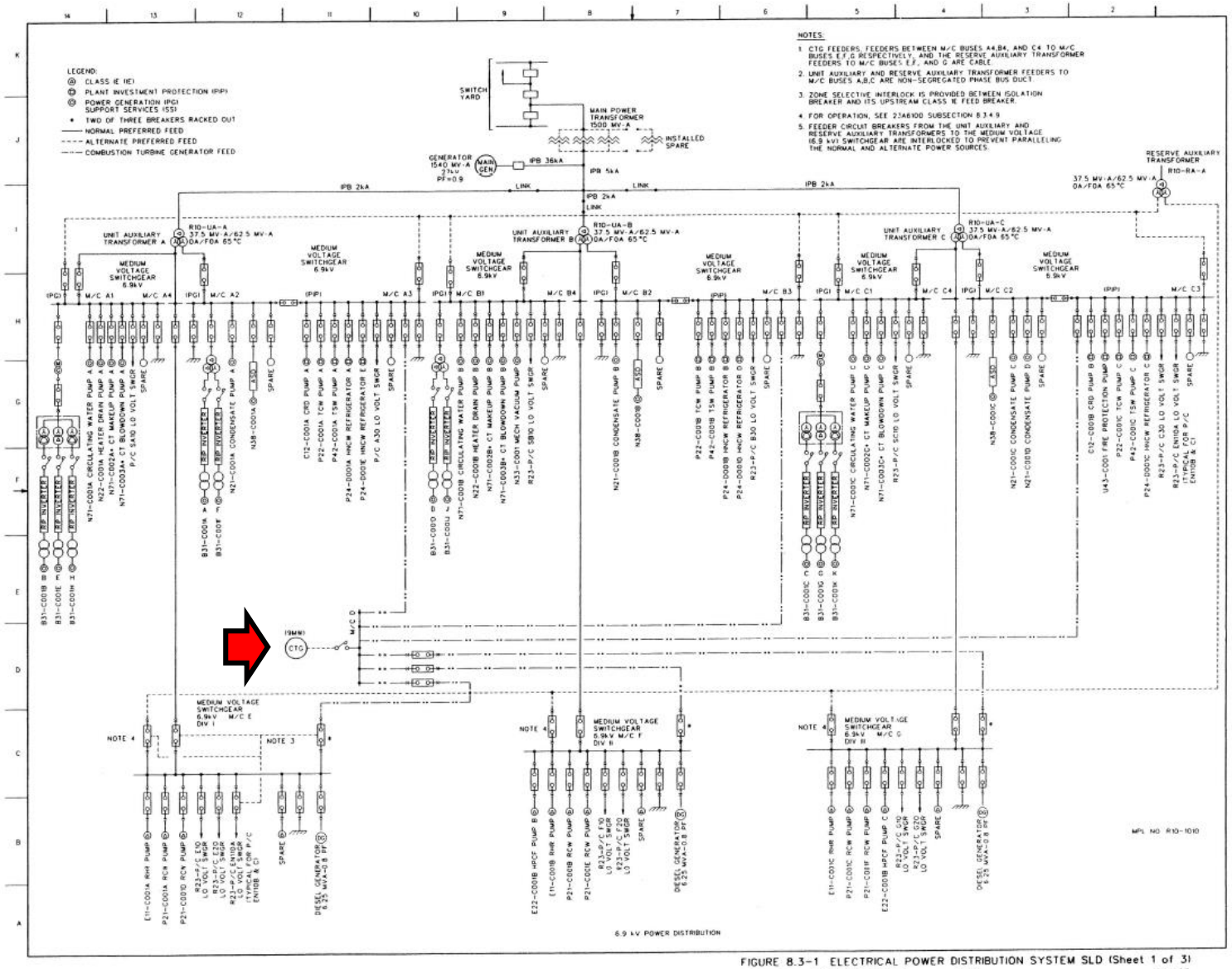


FIGURE 8.3-1 ELECTRICAL POWER DISTRIBUTION SYSTEM SLD (Sheet 1 of 3)

ABWR DCD/Tier 2 Rev. 0 21-493

西欧原子力規制協会（WENRA）による既設炉用安全参照レベル（福島事故の教訓を反映して更新され2014年9月24日発行）

WENRA RHWG

Report
WENRA
Safety Reference
Levels for Existing
Reactors

UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT

24th September 2014

パッシブ性と、運転員による人的対応の機敏敏速さへの依存に関する考え方（1）

T5. Protection against design basis events

T5.1 Protection shall be provided for design basis events.[80] A protection concept[81] shall be established to provide a basis for the design of suitable protection measures.

T5.2 The protection concept shall be of sufficient reliability that the fundamental safety functions are conservatively ensured for any direct and credible indirect effects of the design basis event.

T5.3 The protection concept shall:

(a) apply reasonable conservatism providing safety margins in the design;

(b) rely primarily on passive measures as far as reasonable practicable;

(c) ensure that measures to cope with a design basis accident remain effective during and following a design basis event;

T5.3　設計基準事象に対する防護の概念は、以下であること。
（a）設計に裕度を与えるため適度な保守性を加味すること。
（b）合理的に実行可能な限り、主にパッシブな手段によること。
（c）設計基準事故への対応手段が、設計事象の間もその後も維持できるものである。

パッシブ性と、運転員による人的対応の敏速さへの依存に関する考え方（2）

E9. Design of safety functions

General

E9.1 The fail-safe principle shall be considered in the design of systems and components important to safety.

E9.2 A failure in a system intended for normal operation shall not affect a safety function.

E9.3 Activations and control of the safety functions shall be automated or accomplished by passive means such that operator action is not necessary within 30 minutes of the initiating event. Any operator actions required by the design within 30 minutes of the initiating event shall be justified.[28]

E9.4 The reliability of the systems shall be achieved by an appropriate choice of measures including the use of proven components[29], redundancy, diversity[30], physical and functional separation and isolation.

E9.5 For sites with multiple units, appropriate independence between them shall be ensured.[31]

[28] The control room staff has to be given sufficient time to understand the situation and take the correct actions. Operator actions required by the design within 30 min after the initiating event have to be justified and supported by clear documented procedures that are regularly exercised in a full scope simulator.

E9.3　安全機能の作動と制御は、自動によるか、事象の発生から30分以内は運転員の対応を要しないパッシブな手段によって働くものでなければならない。事象の発生から30分以内に運転員の対応を要する設計にあっては、その正当性がしめされなければならない。（注28）

（注28）　制御室の運転員には、事態を把握し対応を取るための十分な時間が与えられること。事象発生後30分以内に求められる対応については、文書化された手順書があり、シミュレーターを使って定期的に演習が行われなければならない。

第三世代炉の設計におけるプラント職員の自助努力に対する担保のあり方

（EUR Rev. C　2001年4月　Chapter 2.1 Safety Requirements (Part 1)）

2.1 6.7.2 **Autonomy in respect of Operators**

A If the plant selected parameters exceed setpoints, the Protection System* shall come into action, providing automatic scram and/or initiation of post-trip cooling.

B The plant shall be designed in such a way it meets the following autonomy objectives :

B.A 1) The release Targets* of Design Basis Categories 2, 3, and 4 Conditions* and DEC can be met without Operator* action from the Main Control Room* (MCR) in less than 30 minutes from accident initiation, and no action outside the MCR in less than 1 hour (from accident initiation).

B.B 2) No site based mobile light equipment is required :

- in less than 6 hours from accident initiation, for Core Damage* prevention actions in DEC,
- in less than 24 hours from accident initiation, for containment performance assurance in DEC,
- in less than 72 hours from accident initiation, in any DBC.

設計基準事象2、3、4及び、設計拡大条件における放出目標の達成は、中央制御室からの運転員による操作にあっては事故発生から**30分以内**、中央制御室以外から操作にあっては**1時間以内**、依存しないこと。

以下の時間内においては、所内の可搬式軽量機器に依存しないこと。

- 炉心損傷防止のための対応にあっては、事故発生から**6時間**。
- 格納容器の保護にあっては、事故の発生から**24時間**。
- 設計基準条件にあっては、事故の発生から72時間。

B.C 3) No offsite or onsite mobile heavy equipment is required in less than 72 hours in both DBCs and DECs.

C In addition, the Containment System* shall be designed in such a way it can withstand any of the Severe Accidents* considered in DEC, without Operator* action during the first 12 hours from the beginning of the Severe Accident* conditions. The Designer* should aim at extending this period up to 24 hours.

格納容器の設計においては、過酷事故の始りから12時間は、運転員の対応がなくても、どのような過酷事故に対しても、これに耐え得るものであること。ただし設計者は、この耐久時間を24時間に延長することを目指すこと。

第三世代炉

クダンクラム（インド） AES-92

2014年12月31日商用運転開始

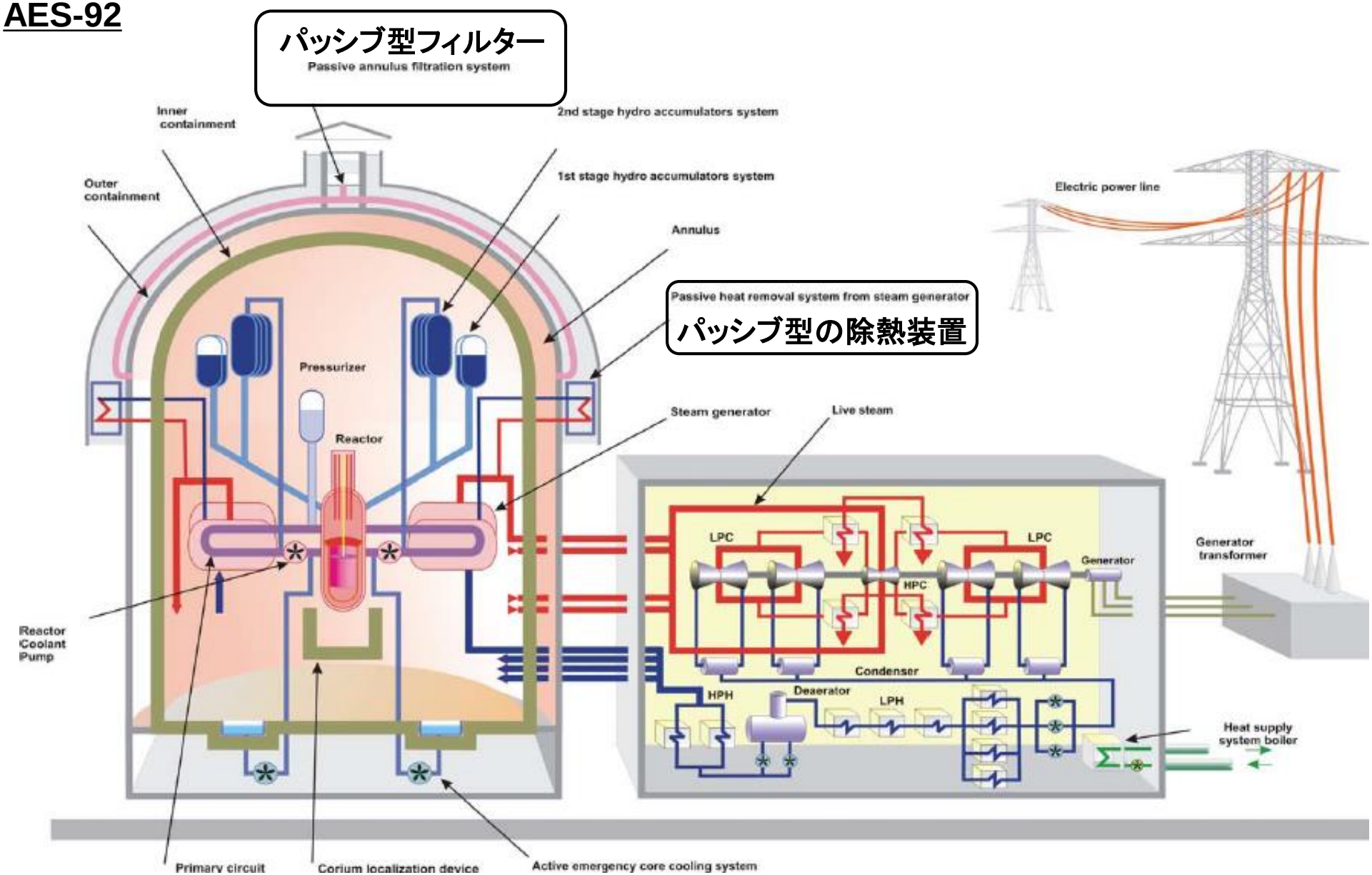
オルキルオト3号機（フィンランド） EPR

建設中（2014年7月）

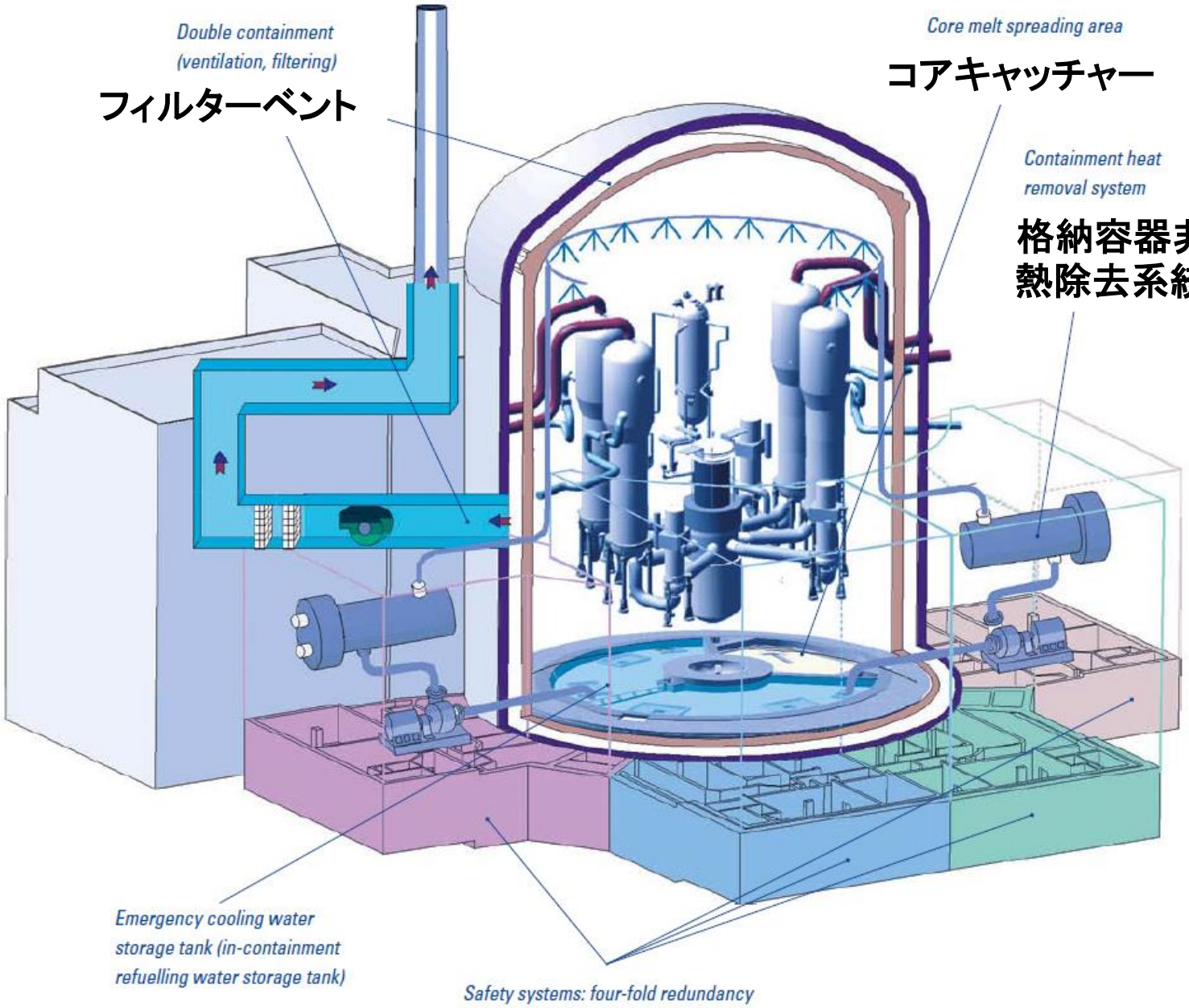
海陽1号機（中国） AP1000

Photo © Shandong Nuclear Power Company, Ltd. All rights reserved.

AES-92


パッシブ型フィルター
Passive annulus filtration system
Inner containment
2nd stage hydro accumulators system
Outer containment
1st stage hydro accumulators system
Electric power line
Annulus
Passive heat removal system from steam generator
パッシブ型の除熱装置
Pressurizer
Steam generator
Live steam
Reactor
LPC
LPC
Generator
Generator transformer
HPC
Reactor Coolant Pump
Condenser
HPH
Deaerator
LPH
Heat supply system boiler
Primary circuit
Corium localization device
Active emergency core cooling system

EPR


Double containment
(ventilation, filtering)
フィルターベント
Core melt spreading area
コアキャッチャー
Containment heat
removal system
格納容器非常用
熱除去系統（x2）
Emergency cooling water
storage tank (in-containment
refuelling water storage tank)
Safety systems: four-fold redundancy

コア・キャッチャーの原理

① 高温で弁が開き、IRWSTの水がコア・キャッチャーの底部裏側のチャンネルに流れて除熱する。水は、IRWSTと同じ水面なるまで流れ続け、直に周囲から溢れた水が溶融物の上に落ちて水没させる。

② 水は蒸発して格納容器内を充満。
ただし、**最初の12時間は、格納容器の圧力が設計圧力以下。**その後、スプレーを作動させて格納容器は減圧される。

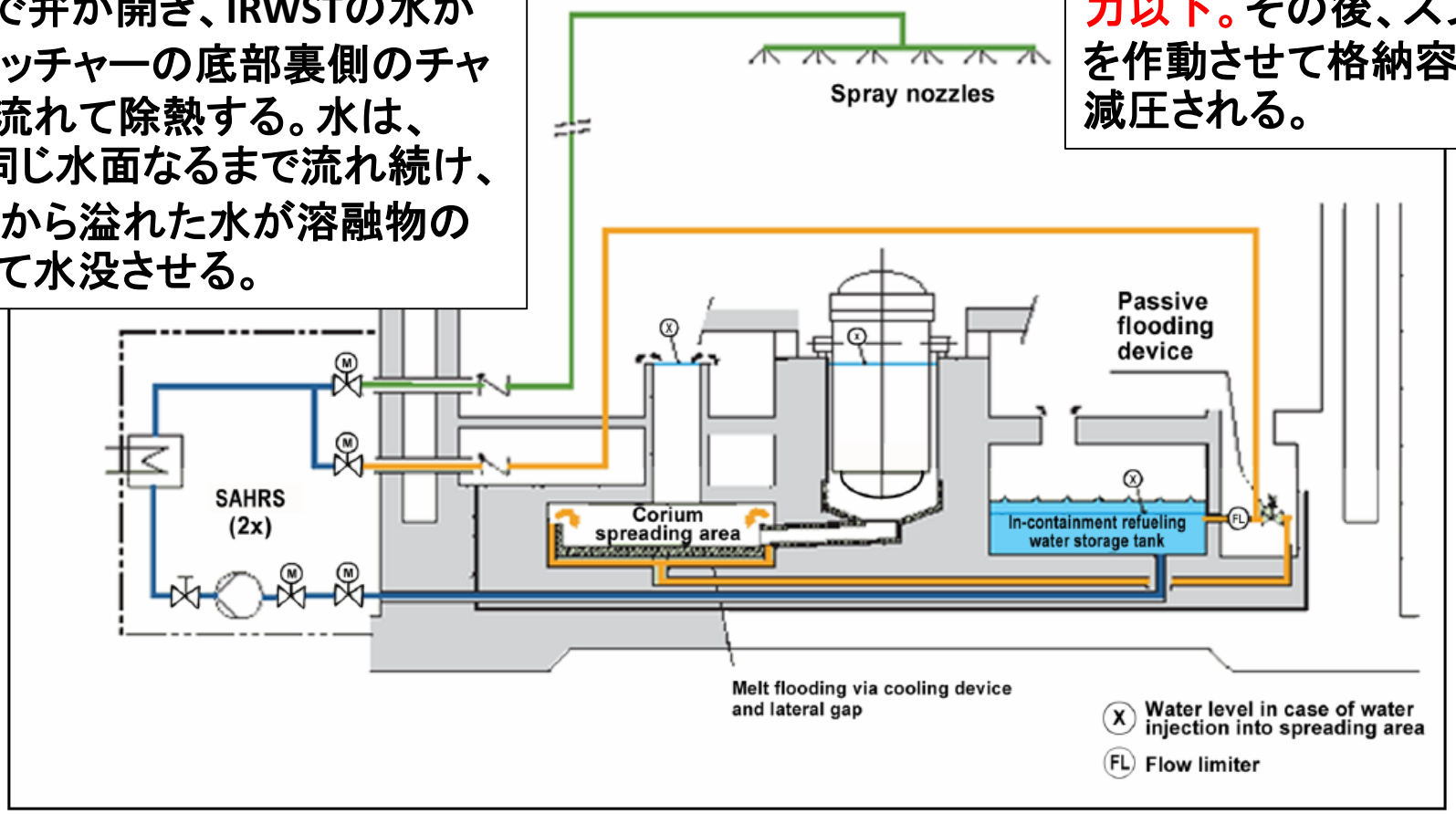
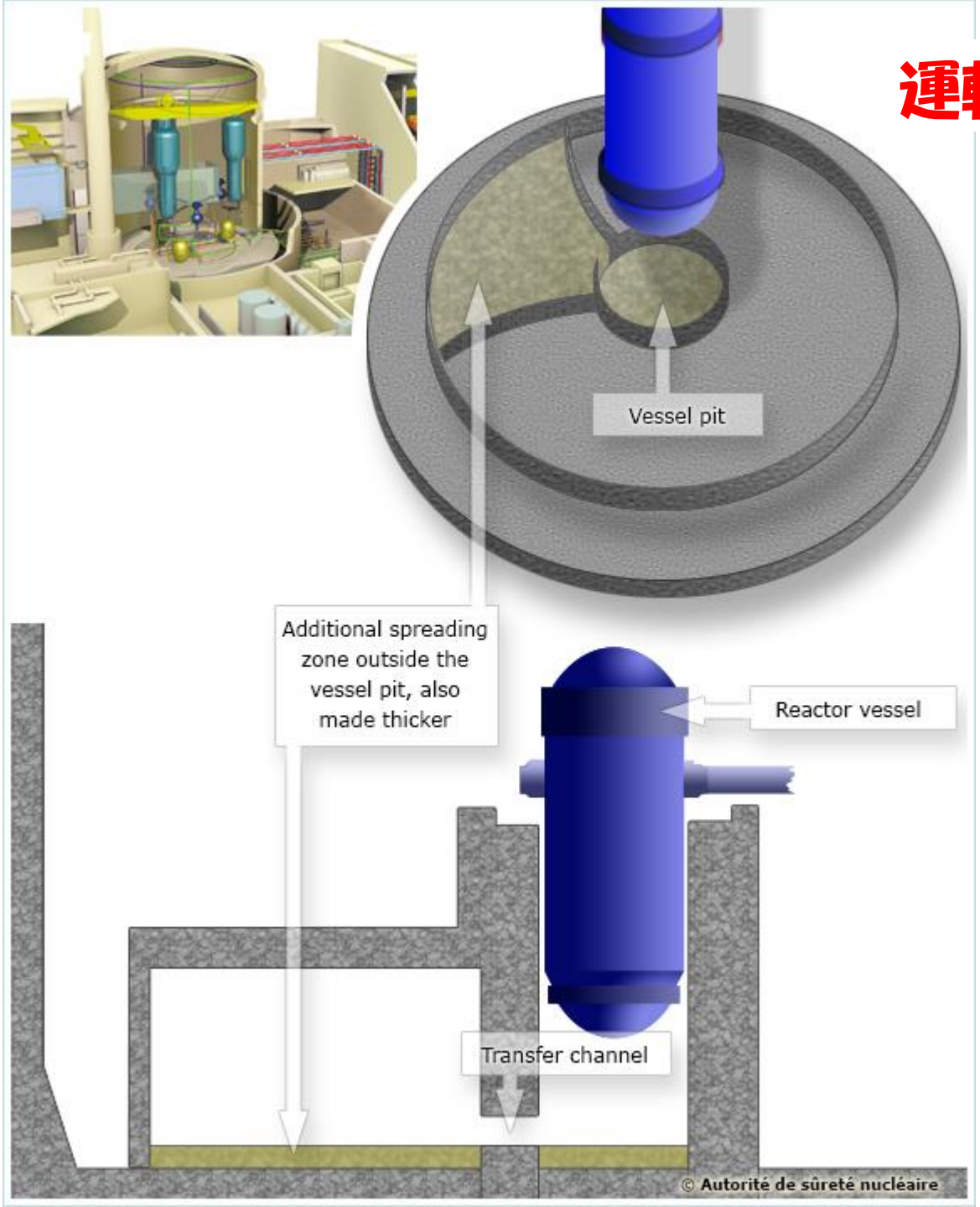


Figure 5-17
Severe Accident Heat Removal System

Framatom ANP, Inc 資料より

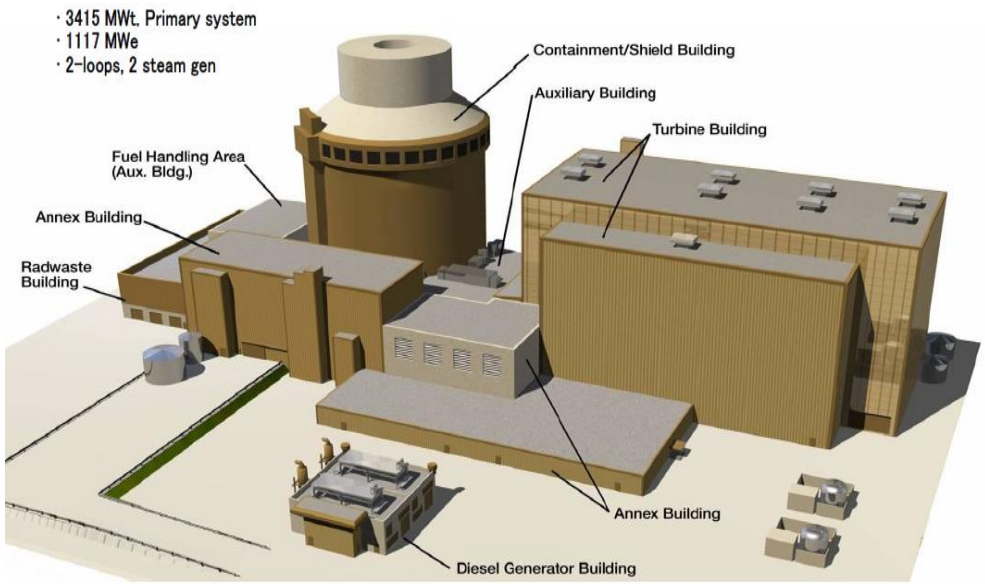


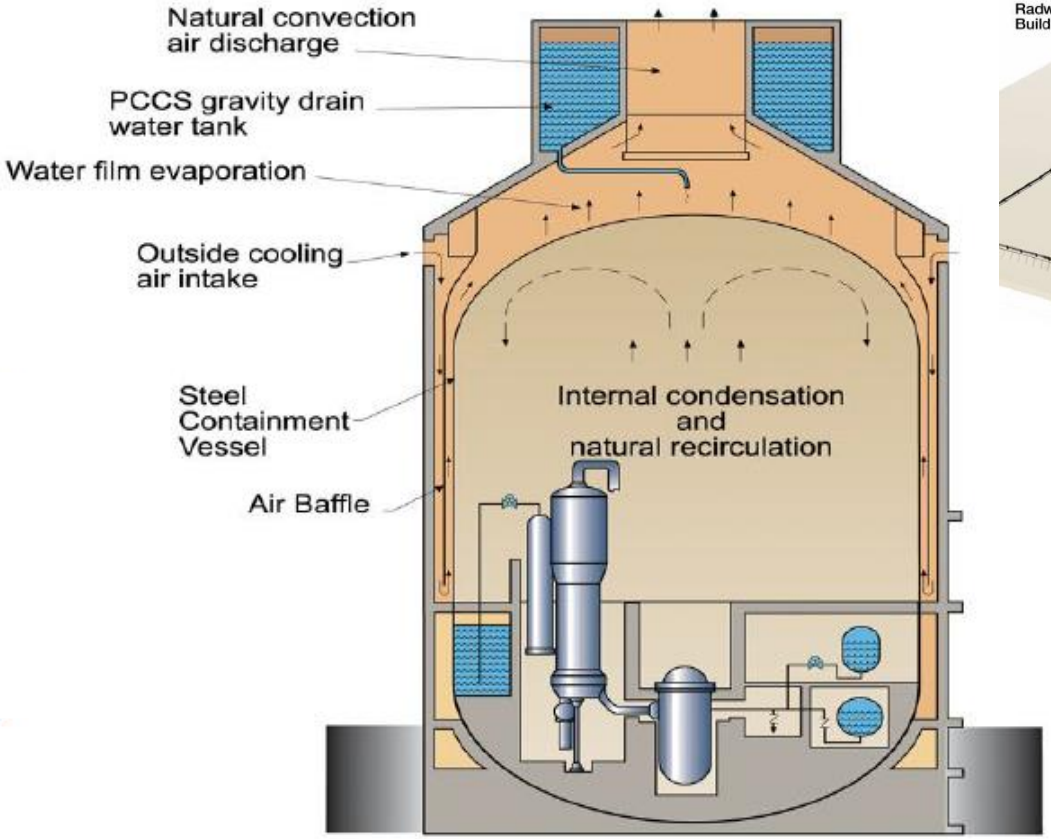
運転プラントに対しても・・・

フェッセンハイム1号機
（PWR　880MW）

- ベースマットの厚さが1.5mしかなく、炉心溶融物が接触した場合、約1日でメルトスルー（貫通）してしまう。他のプラントのベースマットの厚さは3～4m。
- フランスの規制機関（ASN）が、2013年6月30日までの完了期限付きで補強を要求。
- 事業者（EDF）は、ベースマットを50cm厚くし、さらに80m^{2}のコア・キャッチャーを設置する工事を期限まで完了。

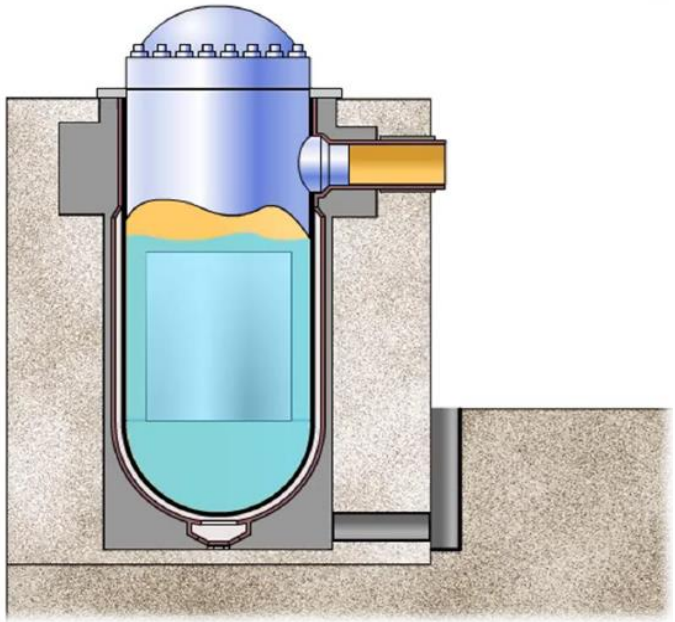
AP1000



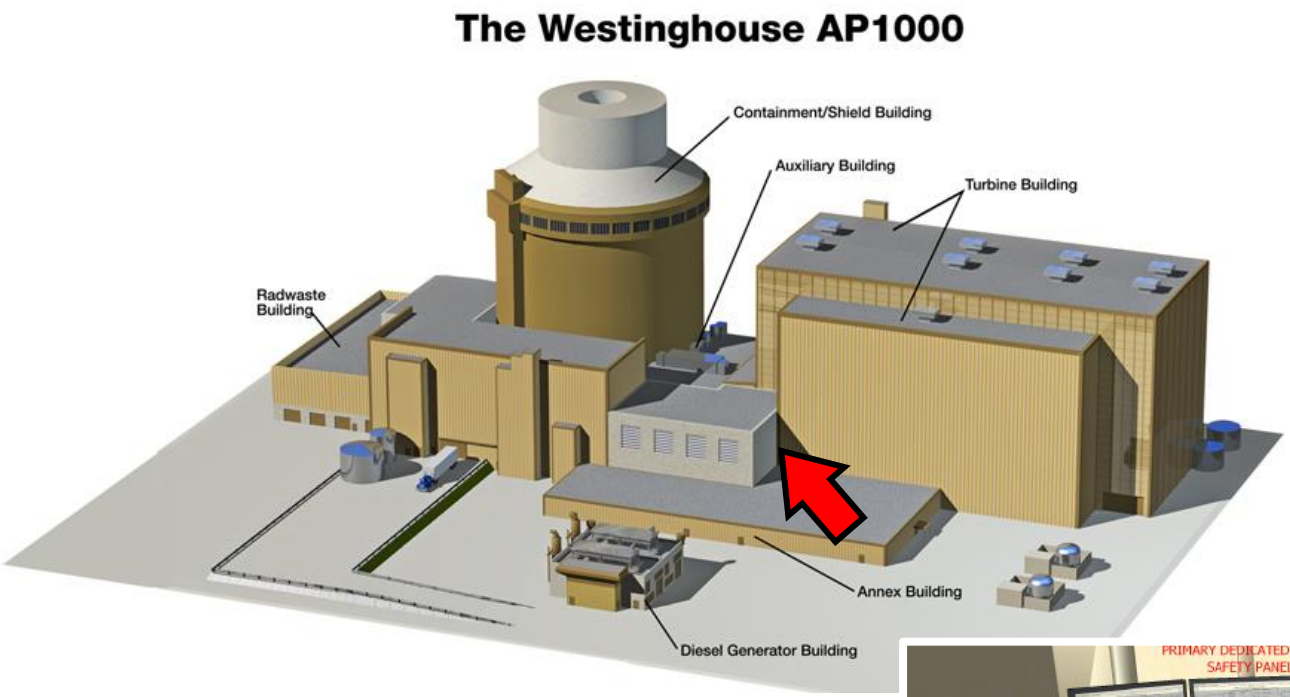


AP1000 Passive Containment Cooling System

パッシブ方式の格納容器の除熱（72時間）



IVR（In-Vessel Retention）により、
コアキャッチャーは不要。



制御室の非常用空調にもパッシブ化を取り入れ

- 清浄な圧縮空気が充填された32基のタンクを備え、
- 非常時には、72時間放出し続け、室内を正圧に維持可能。

7.伊方原子力発電所における事故の拡大抑制に関する評価と対策の問題点

- 過酷事故対応が奏功しない場合の評価をしていない。（米国では実施。）
- 直流電源の喪失、安全弁の開固着、主蒸気隔離弁の閉動作故障など、現実に過去発生した事象の発生を考慮せず、そのことのもたらす過酷な事象（TI-SGTRなど）について、事故進展解析を行っていない。（米国では実施。）
- 溶融炉心・コンクリート反応（MCCI）に対する評価と対策を行っていない。MCCIへと進展した場合、大量の放射性粉塵が発生。（フランスでは実施。）
- 緊急時対策所の設備能力が不十分。
- 特定重大事故等対処施設（特重施設）の見通しがない。各建屋から100m以上の離隔の要件を満たす地点が、敷地内に確保できるのか疑問。
- 所内での自力対応が限界に達した後の支援体制がない。（米国、フランスでは整備済み。）

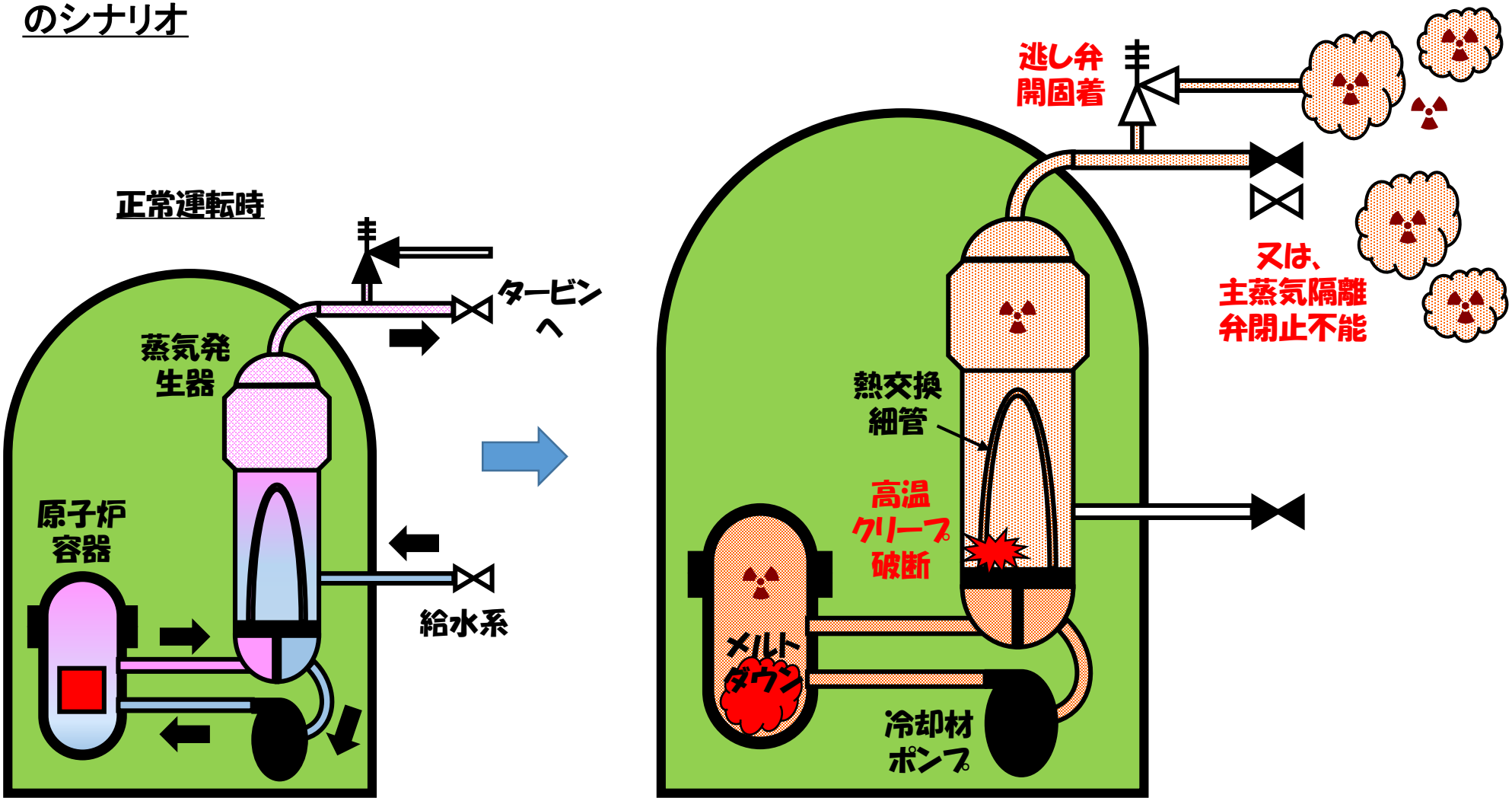
SOARCA における同時多発損傷の考慮（サリー原子力発電所）

地震による影響	地震の強さ（上段：頻度、下段：加速度）		
	HCLPF	1～2x10^{-5}/炉年	1～2x10^{-6}/炉年
	0.16g	0.3～0.5g	0.5～1.0g
非常用ディーゼル発電機	○	×	×
直流電源	○	○	×
非常用復水貯蔵タンク	○	○	×
一次冷却系配管	○	○	○
所外電源	？	×	×
発生し得る事故の種類		LT-SBO	ST-SBO

SOARCA における事故進展解析の対象（サリー原子力発電所）

事故モード	発生頻度（/炉年）	人的対応の担保	
		あり	なし
LT-SBO	2x10^{-5}	○	○
ST-SBO	2x10^{-6}	○	○
ST-SBO+TISGTR	4x10^{-7}	-	○
IS-LOCA	3x10^{-8}	-	○

米国で評価されるTI-SGTRのシナリオ



サリー原子力発電所（電気出力799MW）の原子炉内に、運転停止直後に内蔵されている放射性物質の量（希ガス、ヨウ素、セシウムのみ記載）

Isotope	Activity (Bq)
Kr-85	2.94E+16
Kr-85m	8.07E+17
Kr-87	1.60E+18
Kr-88	2.14E+18
Xe-133	6.07E+18
Xe-135	1.80E+18
Xe-135m	1.29E+18

Isotope	Activity (Bq)
Cs-134	4.32E+17
Cs-136	1.57E+17
Cs-137	3.05E+17
Rb-86	5.36E+15
Rb-88	2.16E+18

Isotope	Activity (Bq)
I-131	2.78E+18
I-132	4.08E+18
I-133	5.76E+18
I-134	6.48E+18
I-135	5.49E+18

事故から4日後

事象	環境に放出される放射性セシウム（Cs-137）	
ST-SBO/TI-SGTR	0.007	2,135TBq
IS-LOCA	0.02	6,100TBq

事故から48時間後

事象	環境に放出される放射性ヨウ素（炉心内蔵量に対する比率）	I-131
LT-SBO	0.003	8,340TBq
ST-SBO	0.006	16,680TBq
ST-SBO/TI-SGTR	0.009	25,020TBq
IS-LOCA	0.158	439,240TBq

ST-SBO + TI-SGTR が発生した場合の放射性物質の放出

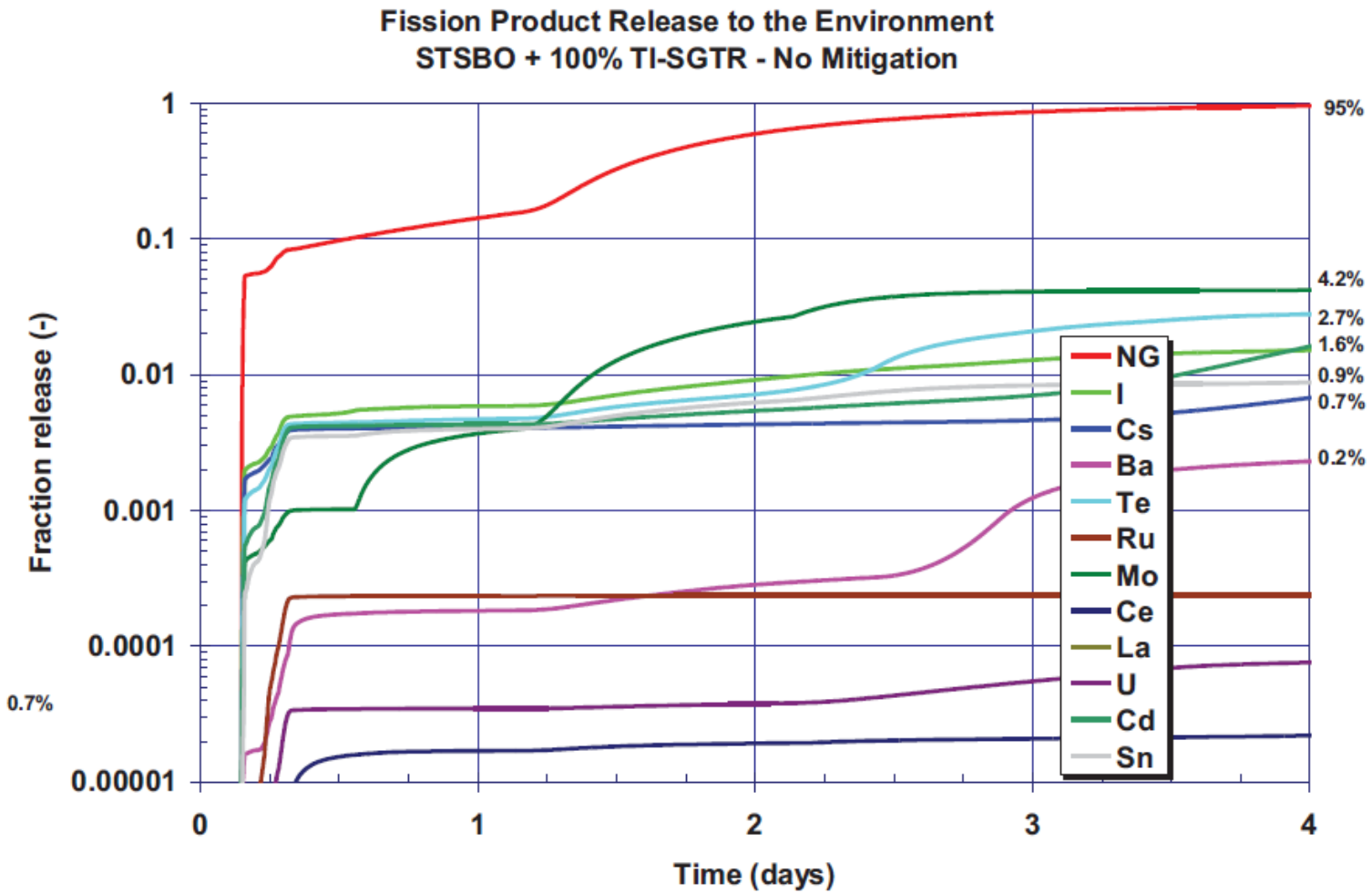


Figure 5-71 The unmitigated 100% TI-SGTR short-term station blackout environmental release history of all fission products

IS-LOCA が発生した場合の放射性物質の放出

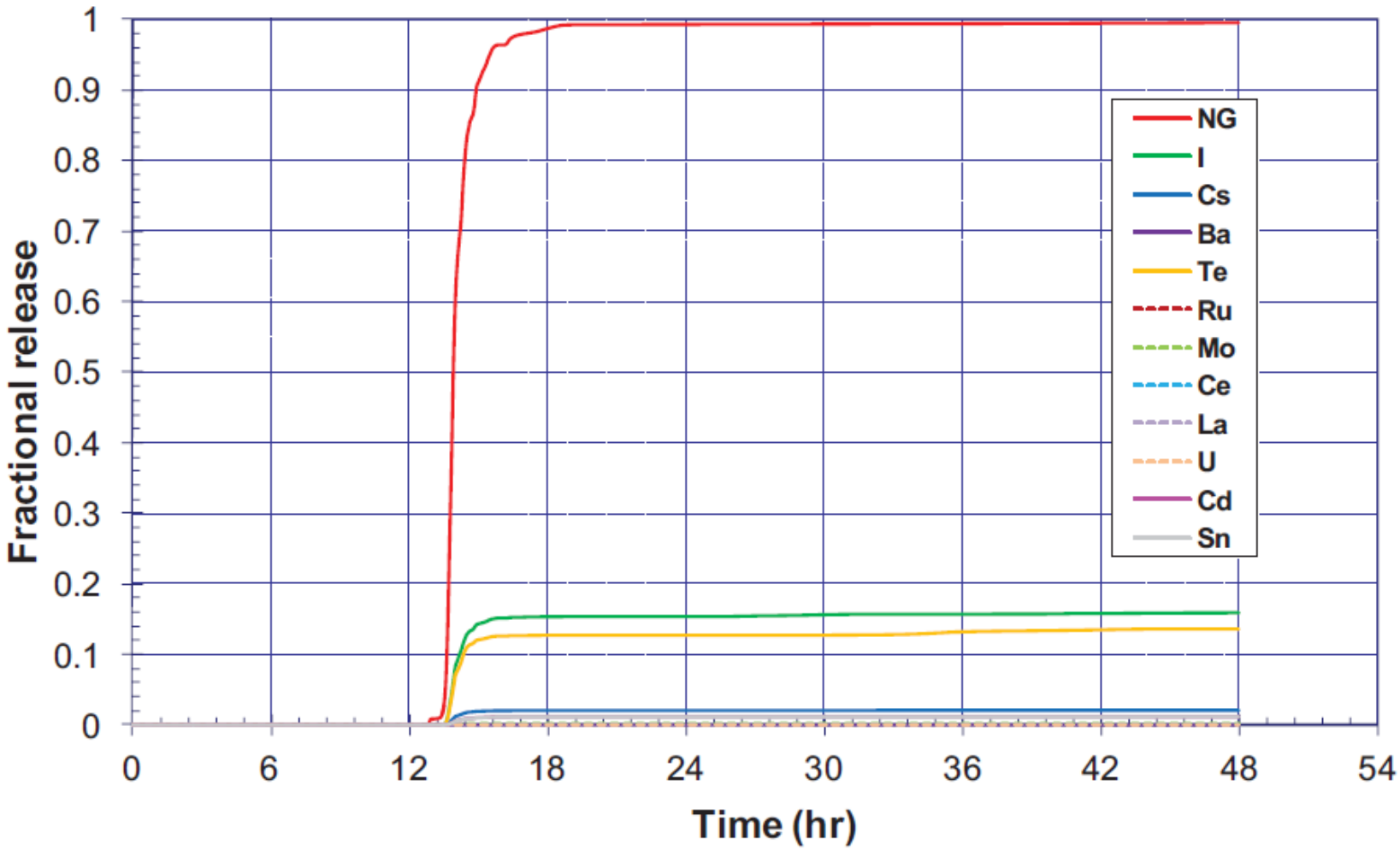


Figure 5-126 ISLOCA Fission Product Release to the Environment

8.伊方原子力発電所における安全目標の達成

- 自然現象の脅威だけに注目しても、安全目標達成を示す信頼できる計算的根拠がない。
  - 炉心損傷頻度（CDF） 10^{-4}/炉年
  - 100TBq（Cs-137）を超える放出事象の発生頻度 10^{-6}/炉年
- そのような計算モデルの統一化に関する議論さえない。

たとえばCDFに対しては

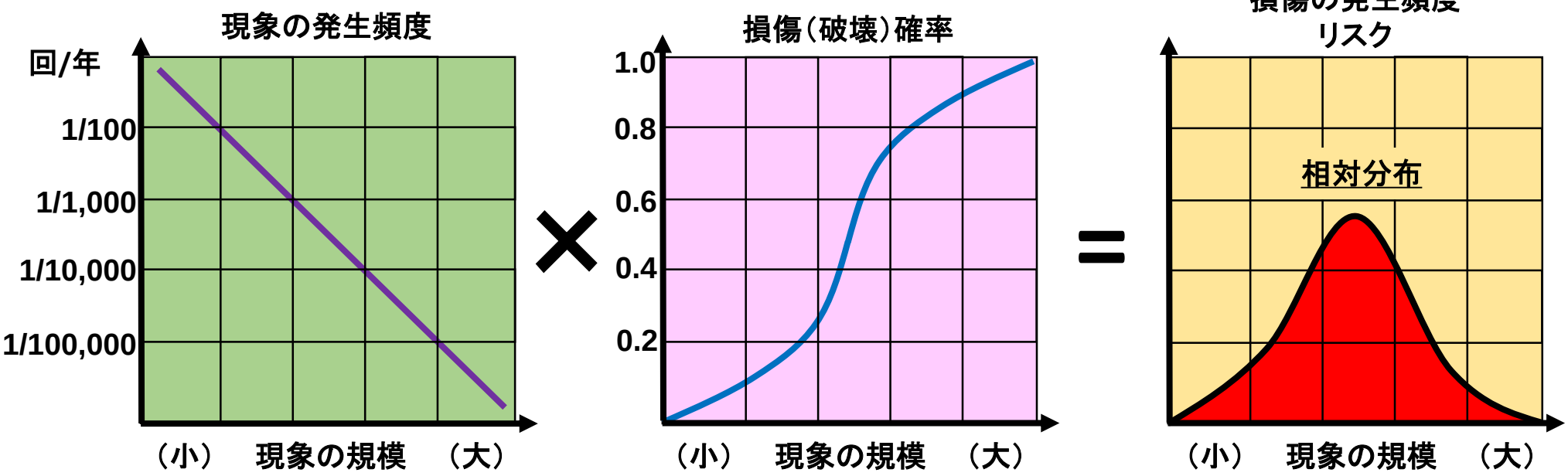
CDF = Σ∫（ある自然現象がある規模で発生する頻度）x（炉心損傷確率）

∫: 炉心損傷確率0から1までの範囲に対する積分

Σ: 該当する自然現象の全種類（地震、津波、・・・）に対する積算

- 正当な評価をした場合には、達成が相当困難なはず・・・。

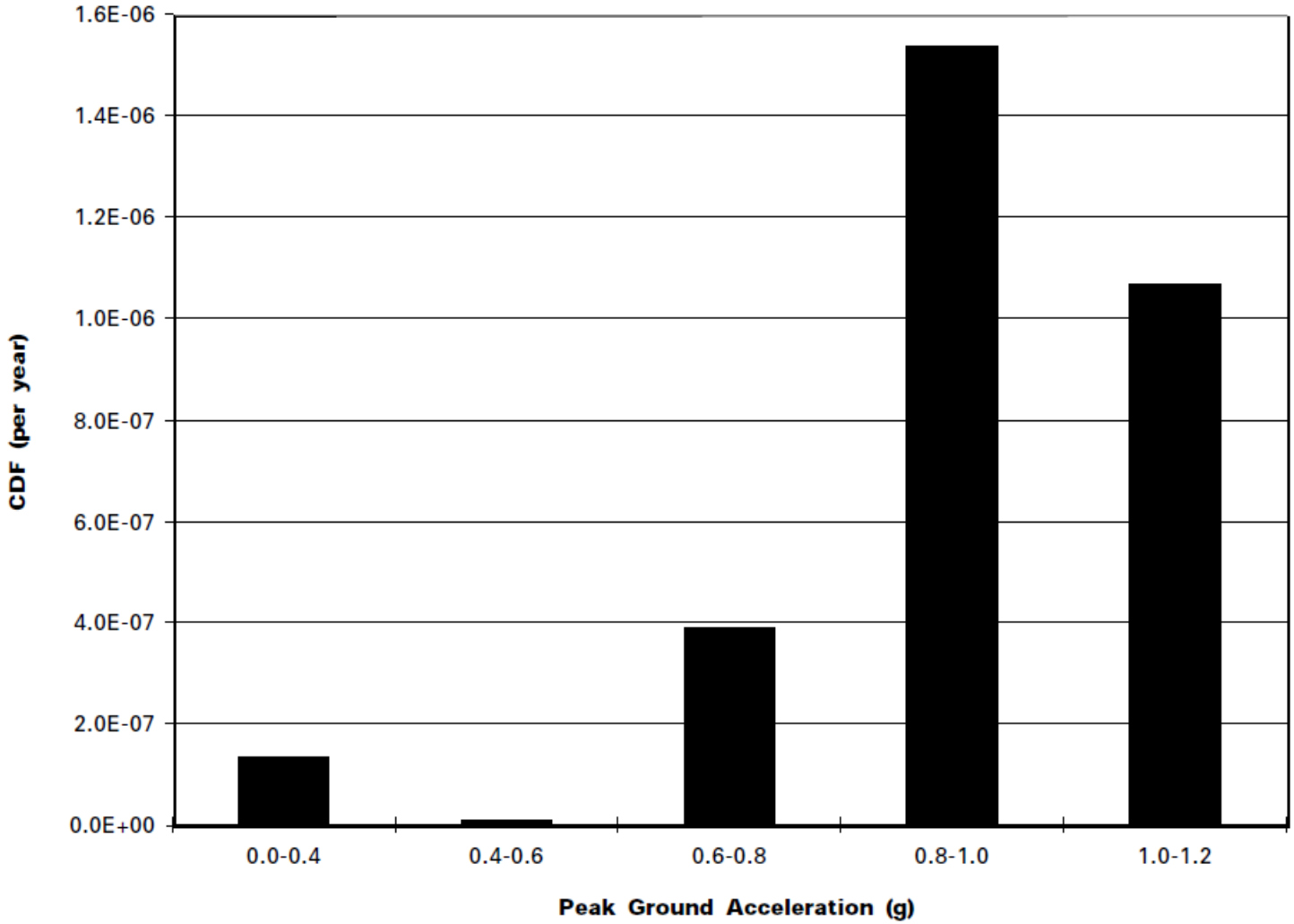
地震による CDF の求め方（概念）



パクシュ原子力発電所（ハンガリー）の地震リスク（設計基準地震動=0.25g）

地震加速度の幅（g）		発生頻度（回/年）	損傷確率	炉心損傷頻度（/炉年）	寄与率（%）
下限	上限				
0.07	0.10	2.69×10^{-3}	1.36×10^{-5}	3.66×10^{-8}	0.08
0.10	0.15	1.08×10^{-3}	9.54×10^{-4}	1.03×10^{-6}	2.39
0.15	0.22	3.16×10^{-4}	1.19×10^{-2}	3.75×10^{-6}	8.69
0.22	0.32	8.71×10^{-5}	0.112	9.97×10^{-6}	23.14
0.32	0.48	2.35×10^{-5}	0.966	2.27×10^{-5}	52.57
0.48	0.70	4.76×10^{-6}	1.00	4.76×10^{-6}	11.03
0.70	1.00	8.99×10^{-7}	1.00	8.99×10^{-7}	2.09
合計				4.31×10^{-5}	100.00

運転中における地震による全CDF（3.14x10^{-6}/炉年）の内訳
（龍門原子力発電所:　設計基準地震動 = 0.3g）

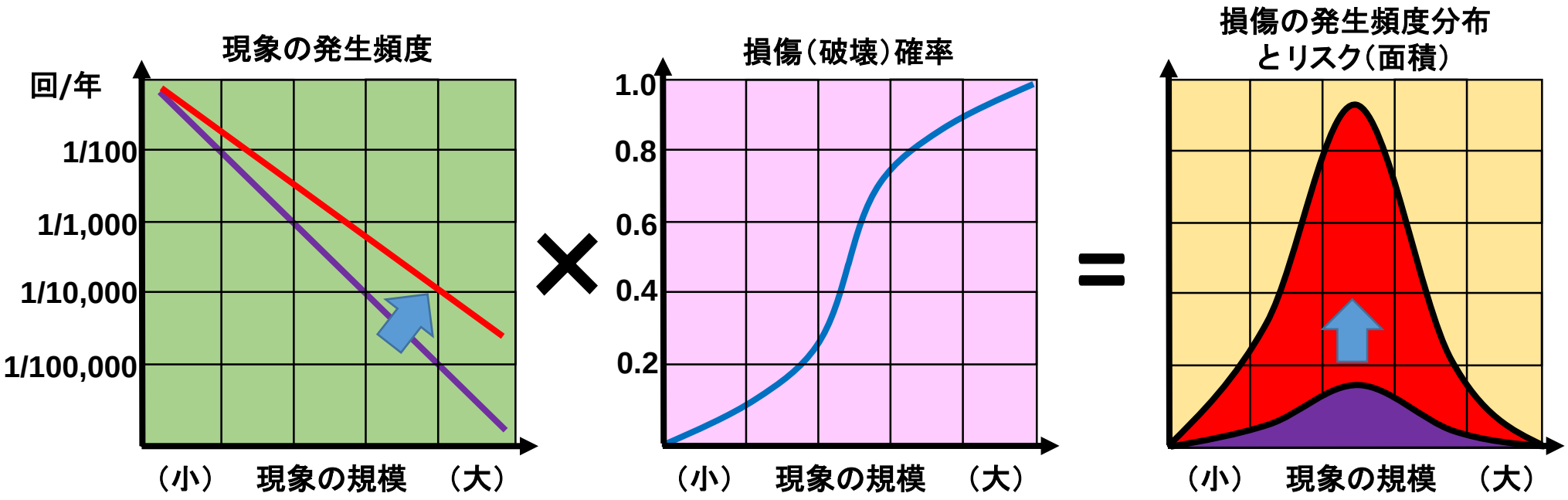


同じような手法を、たとえば某原子力発電所の火山の噴火リスクの評価に適用した場合には、次表のようになるかもしれない。

噴火の規模（VEI）	噴火の頻度	炉心損傷確率	炉心損傷頻度（/炉年）	CDFの分布（%）
4	1/1000年	0.01	$1x10^{-5}$	8.3
5	5/10,000年	0.1	$5x10^{-5}$	41.7
6	2/10,000年	0.25	$5x10^{-5}$	41.7
7	1/100,000年	1	$1x10^{-5}$	8.3
合計			$1.2x10^{-4}$	100

- 同じ概念は、台風、竜巻、津波など、他の自然現象に対して適用される。
- 設計基準地震動などの設計基準値は、安全系設備の耐久性に対する最低基準であり、過酷事故である炉心損傷や格納容器破壊の発生頻度を評価するにおいては、設計基準値を上回る規模に対する評価も必要になる。設計基準値が、安全評価の上限値というわけではない。

ハザード曲線の修正によるインパクト



一様ハザード・スペクトルや他の自然現象に対するハザード曲線が修正されると、リスク（炉心損傷頻度、格納容器損傷頻度）が急増する可能性がある。

現に、

地震の炉心損傷発生頻度（CDF）に及ぼす寄与は、一様ハザード・スペクトルの設定によって、大きく左右される。
米国では、電力研究所（EPRI）とローレンス・リバモア国立研究所（LLNL）による2種類の一様ハザード・スペクトルが使われており、いずれを採用するかによって、CDF の値が大きく異なる場合がある。

プラント名	適用する一様ハザード・スペクトル		差異
	EPRI	LLNL	
STP	1.90×10^{-7}	2.20×10^{-5}	116倍
Seabrook	1.20×10^{-5}	1.30×10^{-4}	10.8倍
Nine Mile Point 2	2.50×10^{-7}	1.20×10^{-6}	4.80倍
Cook	3.2×10^{-6}	1.00×10^{-5}	3.13倍
TMI-1	3.21×10^{-5}	8.43×10^{-5}	2.63倍
Salem	4.70×10^{-6}	9.50×10^{-6}	2.02倍
Indian Point 3	5.90×10^{-5}	4.40×10^{-5}	0.75倍
Haddam Neck	2.30×10^{-4}	1.50×10^{-4}	0.65倍

もし将来、日本原子力学会（2007）の一様ハザード・スペクトルが、厳しい方向に修正されることがあれば、国内の原子力発電所の CDF が引き上げられることになる。

ありがとうございました。

四国電力、原子力規制委員会へのメッセージ

1948年頃、米国が初めて原子炉施設の周辺に対する立入禁止区域の境界を設定しようとしたとき、

D（マイル）= 0.01√P（キロワット）

という式が提唱された。これは、大型の原子炉にはとても不都合だった。（因みに、この式を伊方3号機に対して当て嵌めると半径 約27km にもなる。）

この不都合を避けるため格納容器が導入され、1962年、起こり得る最大の事故（MCA）が新たに定義され、立入禁止区域が大幅に縮小された。追って日本では、この米国の MCA が、起こり得ない仮想の事故 と言い換えられた。

福島事故は、MCA を上回る事故だった。つまり、日本では単なる空想に過ぎなかったあり得ない事故が現実に発生したことになるのだが、真実はもちろんそうではない。私達が、不都合な余り勝手に起こらないことと決めていた事故が起こってしまっただけのことである。

Stay Unsatisfied!　Stay Worried!

四国電力にも原子力規制委員会にも、都合の良い納得と安心をされてしまっては困る。一般市民の中で最も心配性な市民よりもさらに心配性な職員がそれぞれにいて、そのような職員が勇気を持って発言してくれることを願いたい。当事者であるが故の難しさもあるだろうが、外にいる私達の声よりは、遙かに届き易いのだから。いわゆる「世界最高水準」に達したなどとはあり得ない。そのような危険思想は、どうか棄てて頂きたい。

佐藤 暁