

伊方原子力発電所3号機 の安全性

2016年9月

佐藤 暁

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

3

IAEA Safety Standards
for protecting people and the environment

Site Evaluation for
Nuclear Installations

Safety Requirements
No. NS-R-3 (Rev. 1)



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。

4

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たっては、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、集合的なリスクに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。

5

- 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、集合的なリスクに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

6

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フの嵩上げ、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。**

7

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み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**

9

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(しゅうきよく)、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。

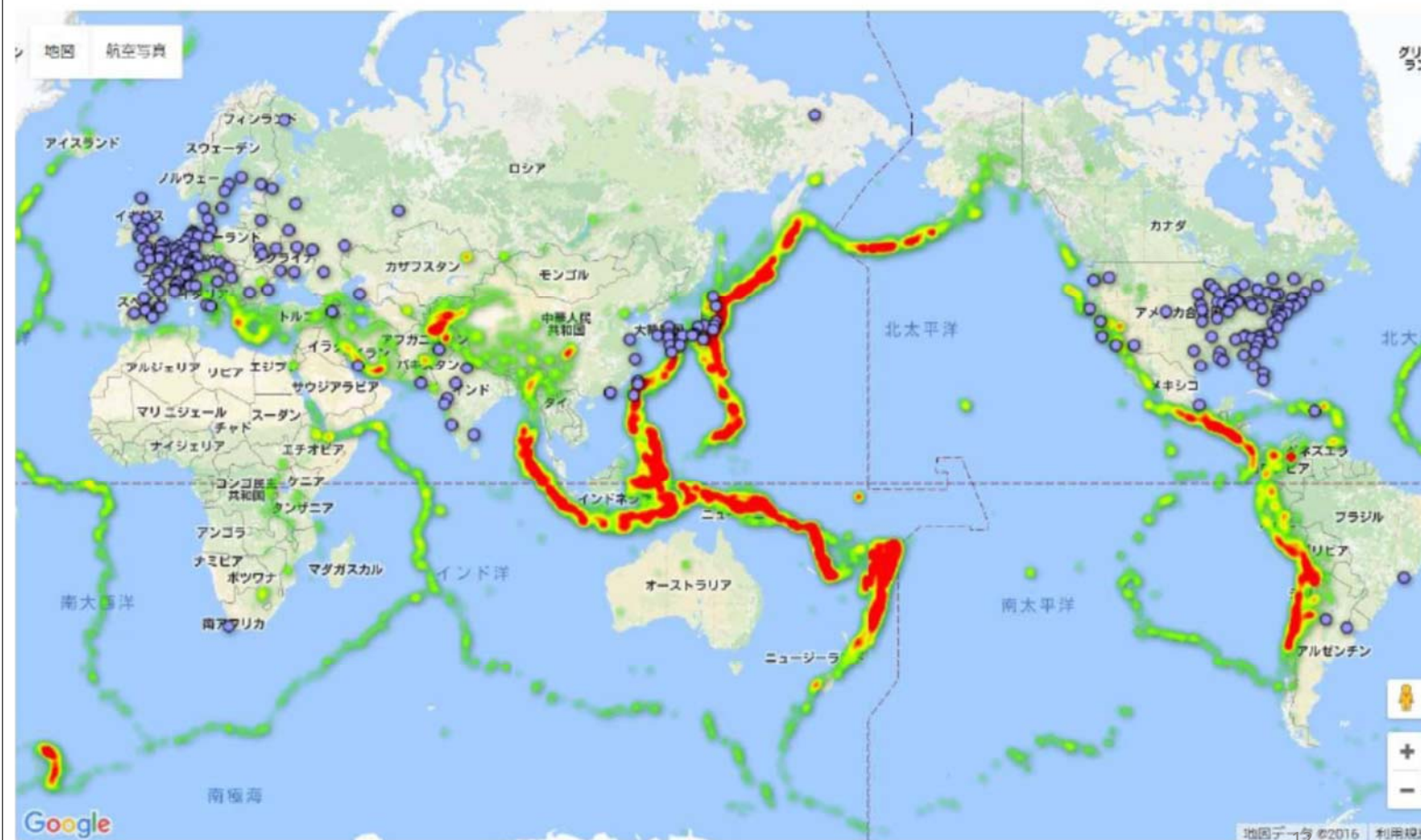
2.17. Prehistoric, historical and instrumentally recorded information and records, as applicable, of the occurrences and severity of important natural phenomena or of human induced situations and activities shall be collected for the region and shall be carefully analysed for reliability, accuracy and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

11

Global earthquake activity since 1973 and nuclear power plant locations



世界の原子力発電所のハザード評価 (米国原子力学会2011年冬期会議 の投稿論文から)

INTRODUCTION

In the aftermath of the March 2011 Fukushima nuclear crisis, there has been much discussion regarding nuclear plant siting in the context of seismic risk. There is a worldwide need for new methods to evaluate the extent of earthquake risk at potential plant sites. In this work, we attempt to quantify that risk using arguments and calculations based purely on (1) geography and (2) seismic history.

separate ways: spherical spreading and cylindrical spreading.

$$S_{sph} = \sum_i \frac{10^{R_i}}{r_i^2}$$

$$S_{cyl} = \sum_i \frac{10^{R_i}}{r_i} \quad (1)$$

Here S is the seismic susceptibility of a single plant, and the index i represents each recorded earthquake on earth.

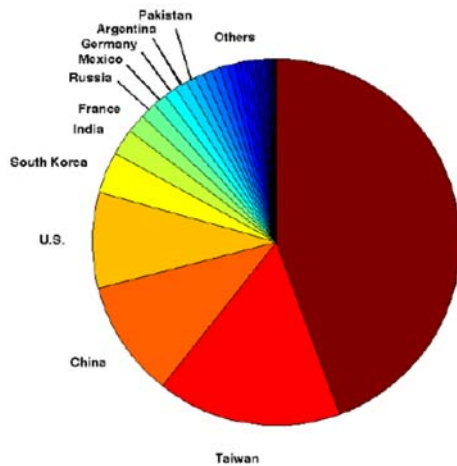


Fig. 2: Relative total seismic susceptibility of nuclear plants in various countries.

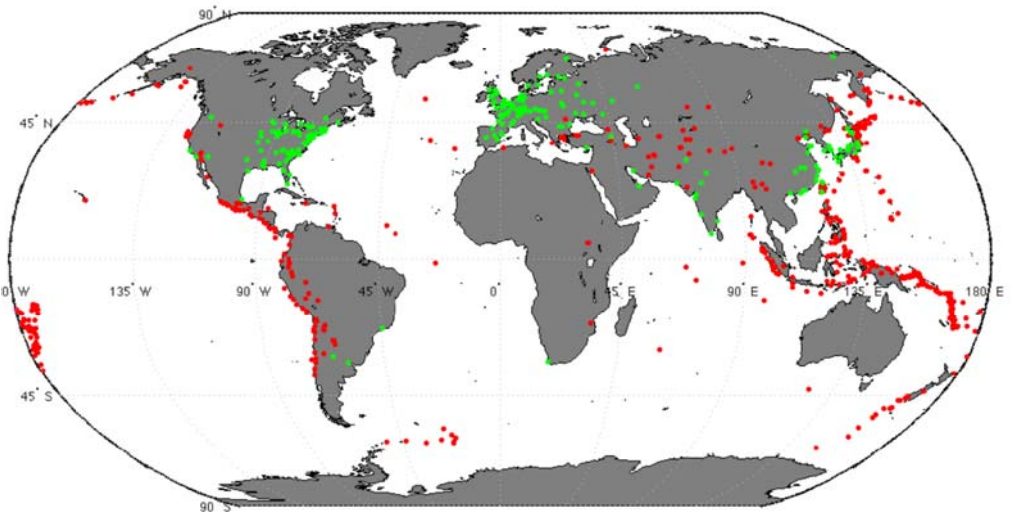


Fig. 1. Worldwide nuclear plants (green) and all earthquakes from 1973 through 2010 of magnitude at least 7.0 (red) as recorded by the U.S. Geological Survey. This will display properly only in color copies.

米国 Vogtle 原子力発電所断層調査の実例

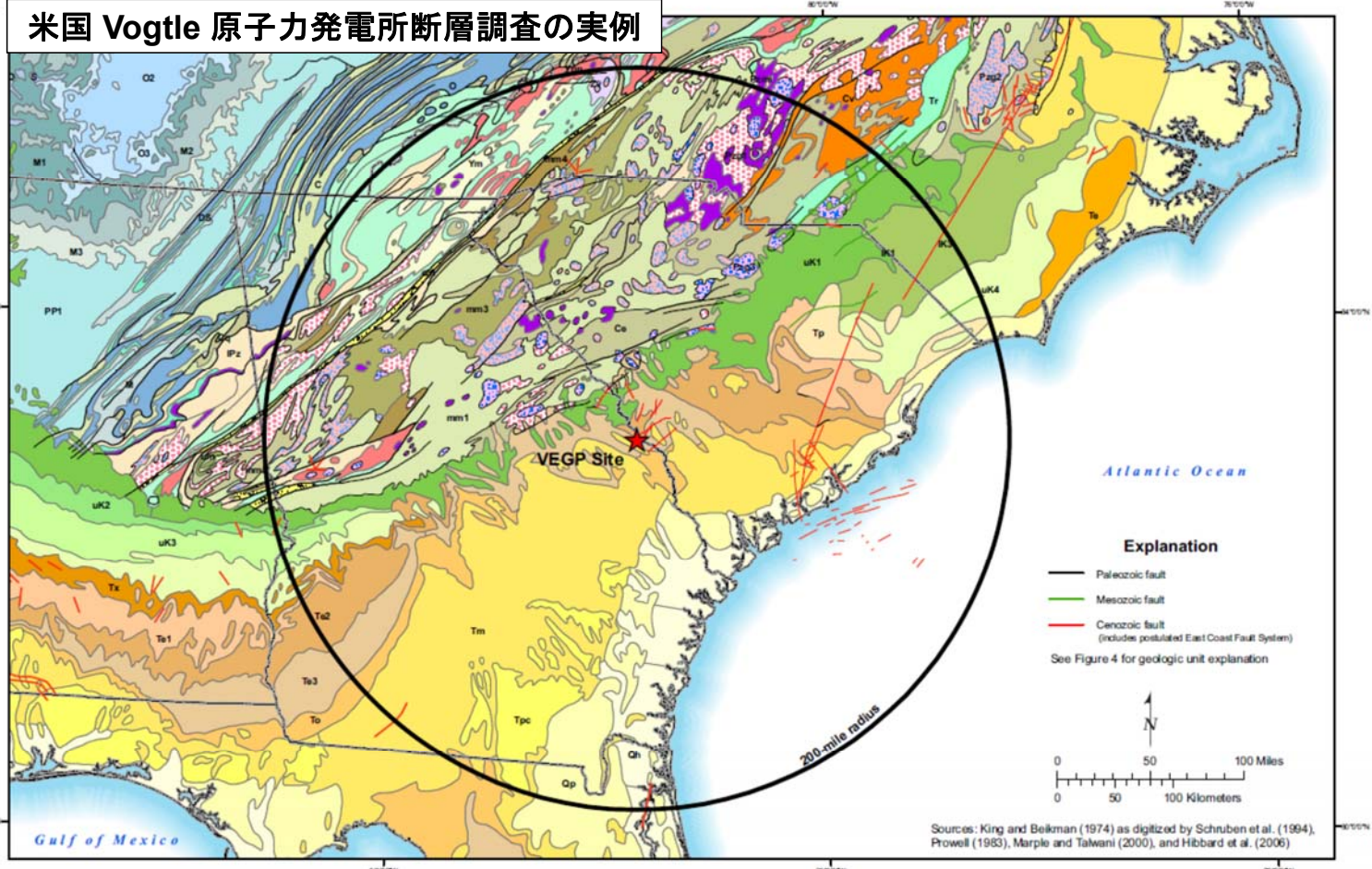


Figure 2.5.1-3 Regional Geologic Map (200-Mile Radius)

NUREG-0800 (NRC Standard Review Plan)

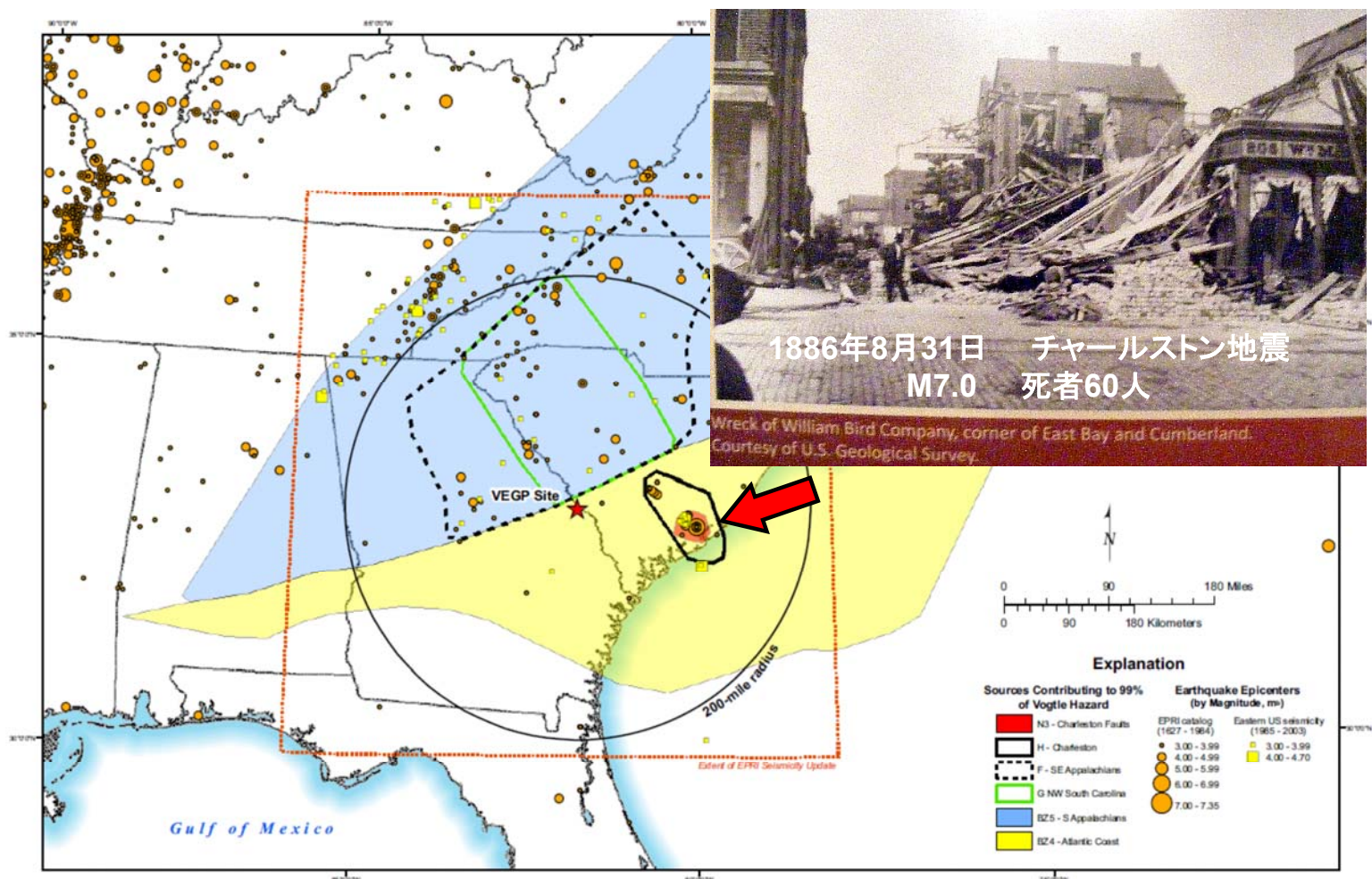
2.5.1 Geologic Characterization Information から

1. Regional Geology (SAR Section 2.5.1.1)

Requirements of GDC 2 in Appendix A of 10 CFR Part 50, 10 CFR 52.17, 10 CFR 52.79 and 10 CFR 100.23 (c) are met and guidance in RGs 1.206, 1.208 and 4.7 followed for this area of review if a complete and documented discussion is presented for the geologic setting, tectonic framework and conditions caused by human activities, that have the potential to affect the safe siting and design of the plant. This section should contain a review of regional stratigraphy, lithology, structural geology, geologic and tectonic history, tectonic features (with emphasis on the Quaternary period), seismology, geomorphology, paleoseismology, and physiography within the 320 km (200 mi) site region or beyond as necessary to provide a framework within which significance to safety can be evaluated concerning geology, seismology, and conditions caused by human activities. Geologic maps and cross-sections constructed at scales adequate to illustrate relevant regional features should be included in the application.

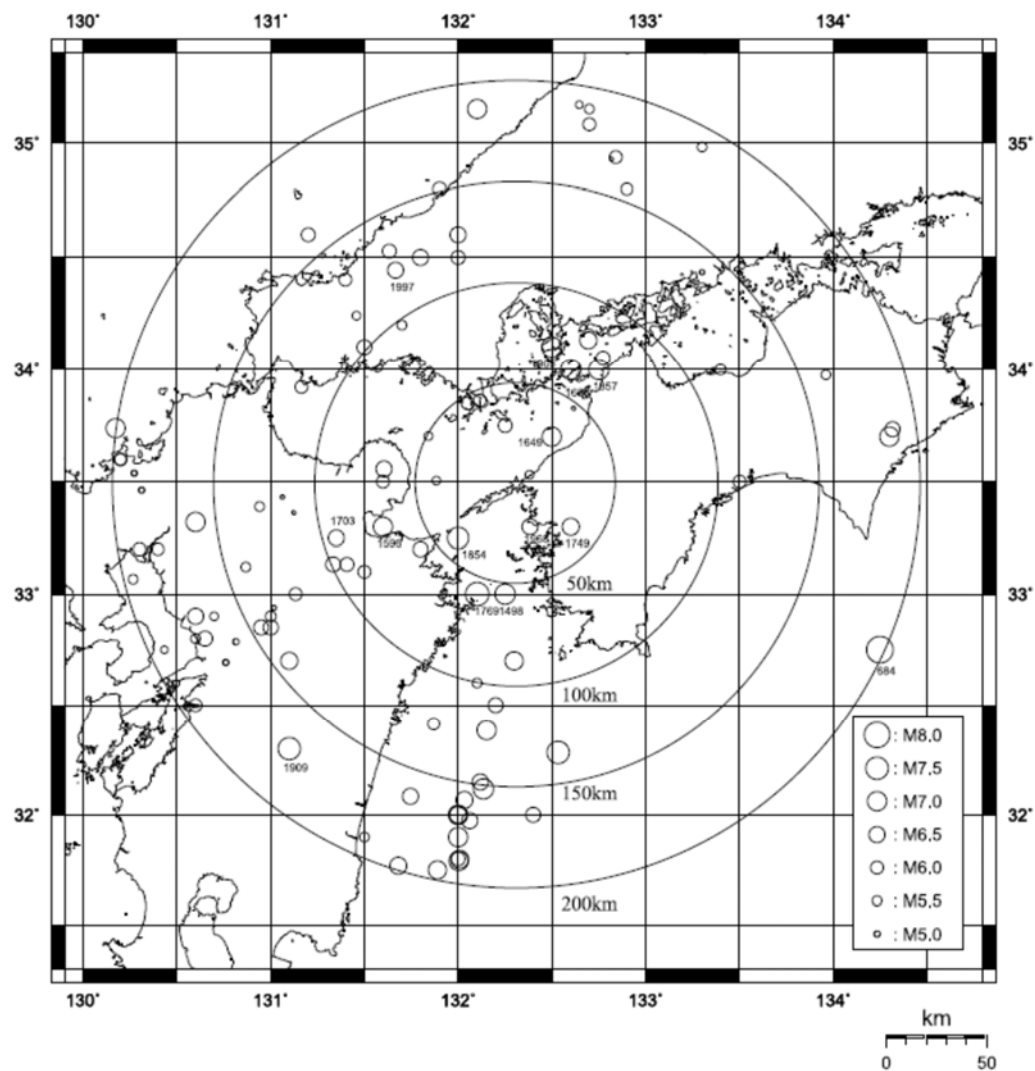
(前略)本セクションは、地質学、地震学、および人的活動によってできた条件に関して、安全上の重要性を評価する枠組みを設定する上で、**発電所の半径320km(200マイル)圏内、もしくは必要に応じてそれ以遠の範囲における地域地層学、造岩学、構造地質学、地質履歴、陸地の発達履歴、陸地の特異性(特に第四紀の期間について)、地震学、地形学、古地震学、自然地形学上の審査を含むものとする。**(後略)

15

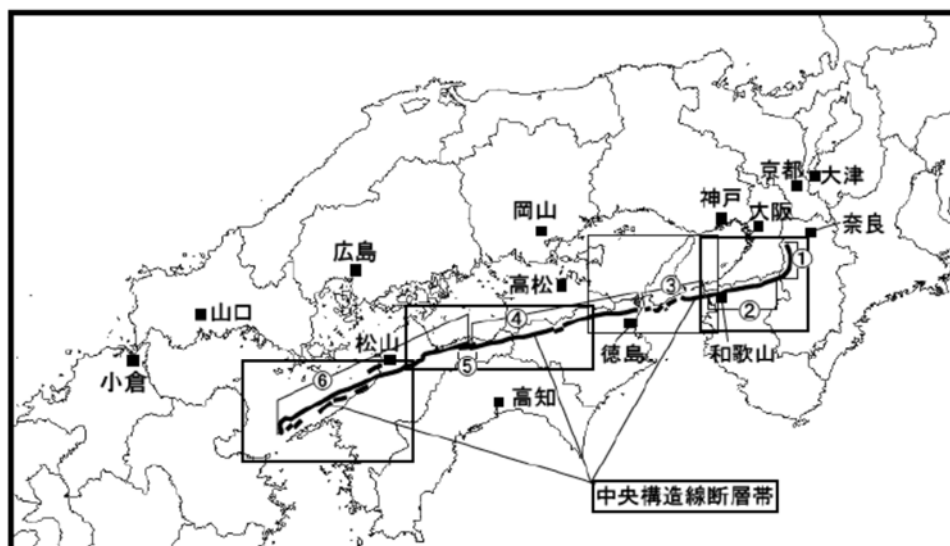


16

Figure 2.5.2-1 Bechtel EPRI Zones



17



- ①: 金剛山地東縁 ②: 和泉山脈南縁 ③: 紀淡海峡-鳴門海峡
 ④: 讃岐山脈南縁-石鎚山脈北縁東部 ⑤: 石鎚山脈北縁
 ⑥: 石鎚山脈北縁西部-伊予灘

(地震調査委員会(2011)より)

第 5.2.8 図 中央構造線断層帯位置図

18

米国 Vogtle 原子力発電所 断層調査

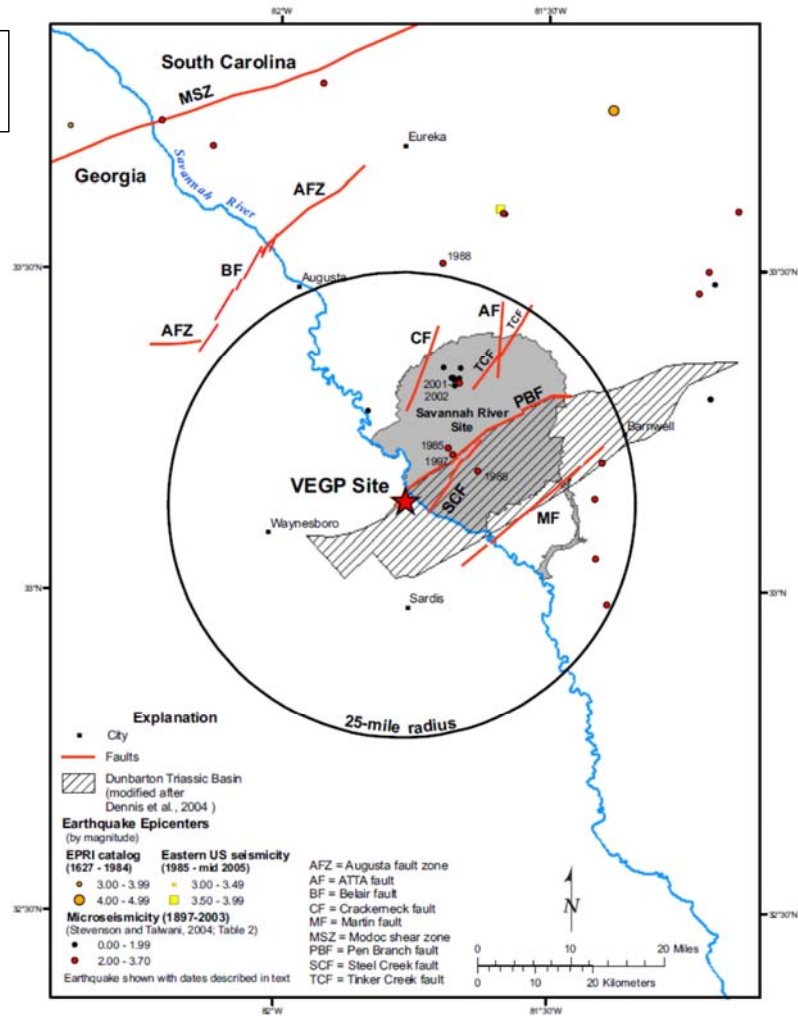
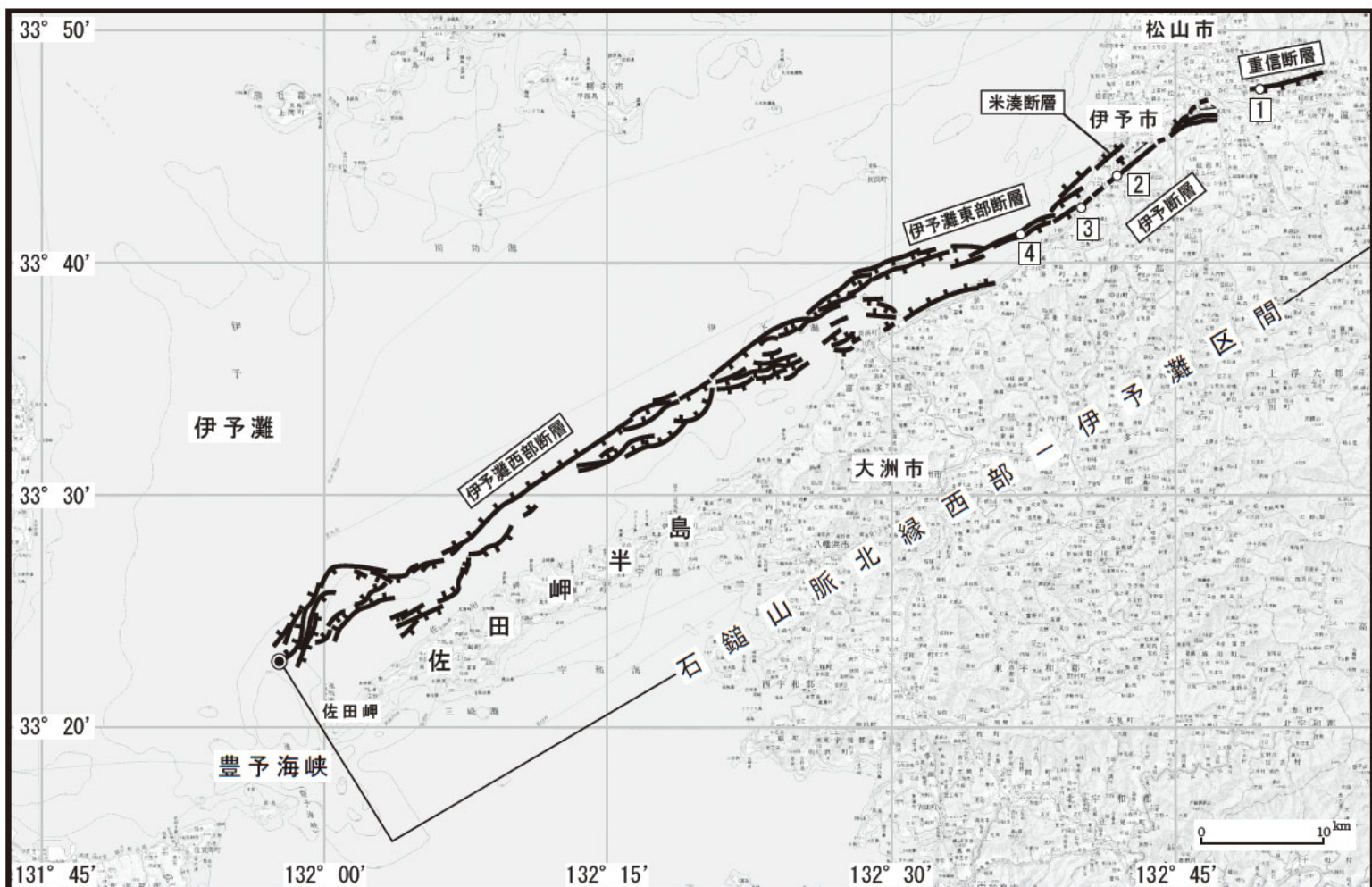


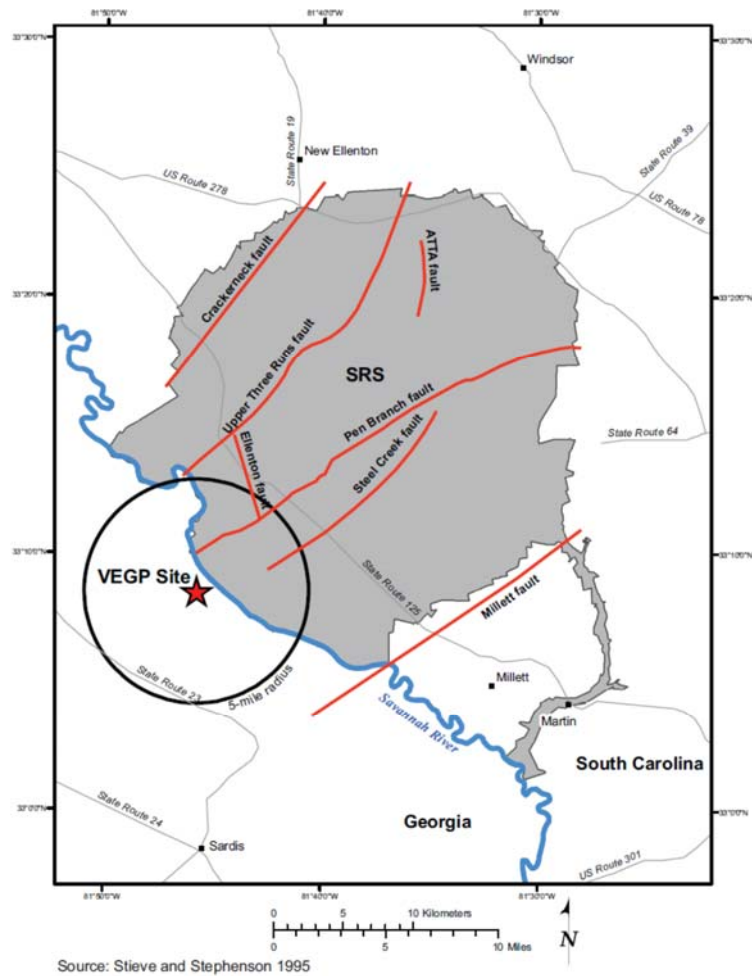
Figure 2.5.1-16 Site Vicinity Tectonic Features and Seismicity

19



20

米国 Vogtle 原子力発電所
断層調査

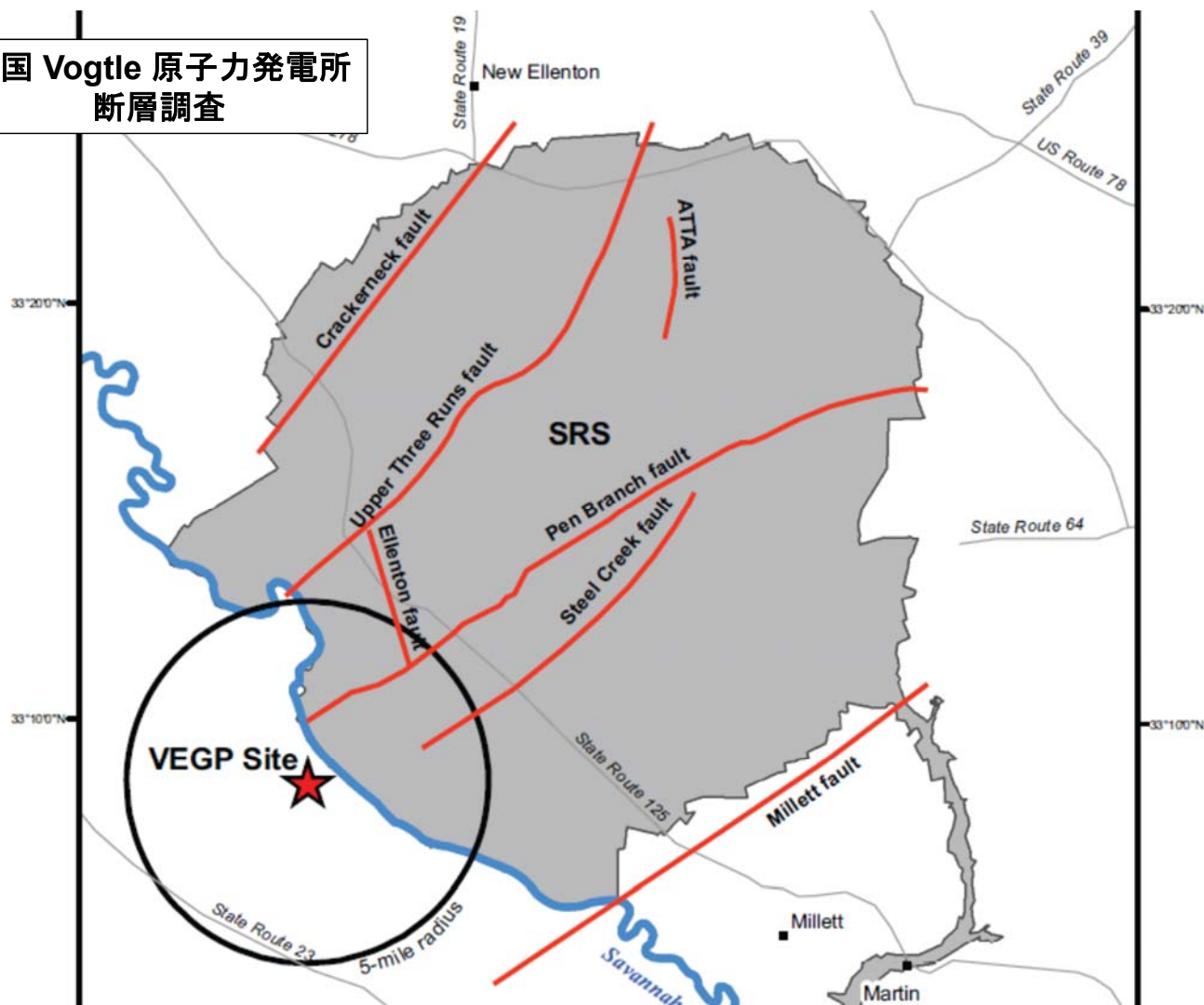


Source: Stieve and Stephenson 1995

Figure 2.5.1-21 SRS Faults from Stieve and Stephenson (1995)

21

米国 Vogtle 原子力発電所
断層調査



22

Table 2.5.3-1 Summary of Bedrock Faults Mapped Within the 5-Mile VEGP Site Radius

Fault Name	Proximity to VEGP Site (mi)	Length (mi/km)	Orientation	Sense of Slip	Relationship to Dunbarton Basin	Evidence for Non-Capability
Pen Branch	On site	>20/>30	NE	SE up, reverse	NW border (normal) fault, reactivated as reverse	a, b, c, d
Ellenton	~4	~4/~6.5	NNW	E down, unknown	Unknown; located NW of basin	b, c, e
Steel Creek	~2	>11/>18	NNE	NW up, reverse	Secondary structure forming horst with Pen Branch	b, c, d
Upper Three Runs	~5	>20/>30	NE-NNE	Unknown	Unknown; located NW of basin	b, c, f

Note: Fault locations based on Cumbest et al. (1998), Stieve and Stephenson (1995), and work performed as part of this ESP study

- a Seismic reflection and borehole data show lack of post-Eocene slip (NUREG-1137-8; **Cumbest et al. 2000**)
- b Lack of geomorphic expression
- c Lack of seismicity associated with fault
- d Quaternary fluvial terraces of Savannah River overlying projection of fault appear undeformed (**Geomatrix 1993**)
- e Fault does not appear in most recent SRS fault maps (**Cumbest et al. 1998, 2000**)
- f No disruption to base of Coastal Plain section (pre-Cretaceous age) (**Stieve and Stephenson 1995**)

23

**米国 Vogtle 原子力発電所
ボーリング調査**

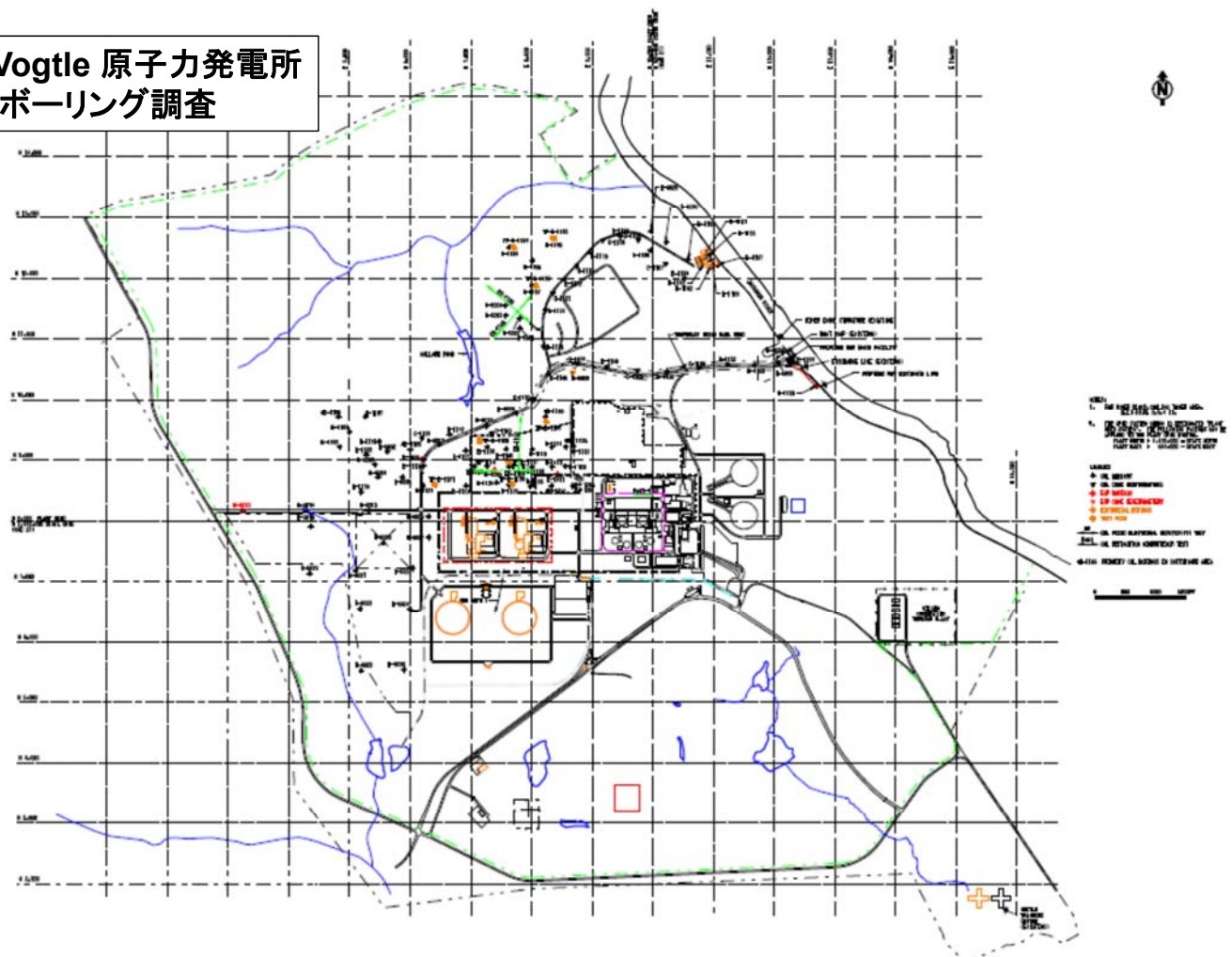
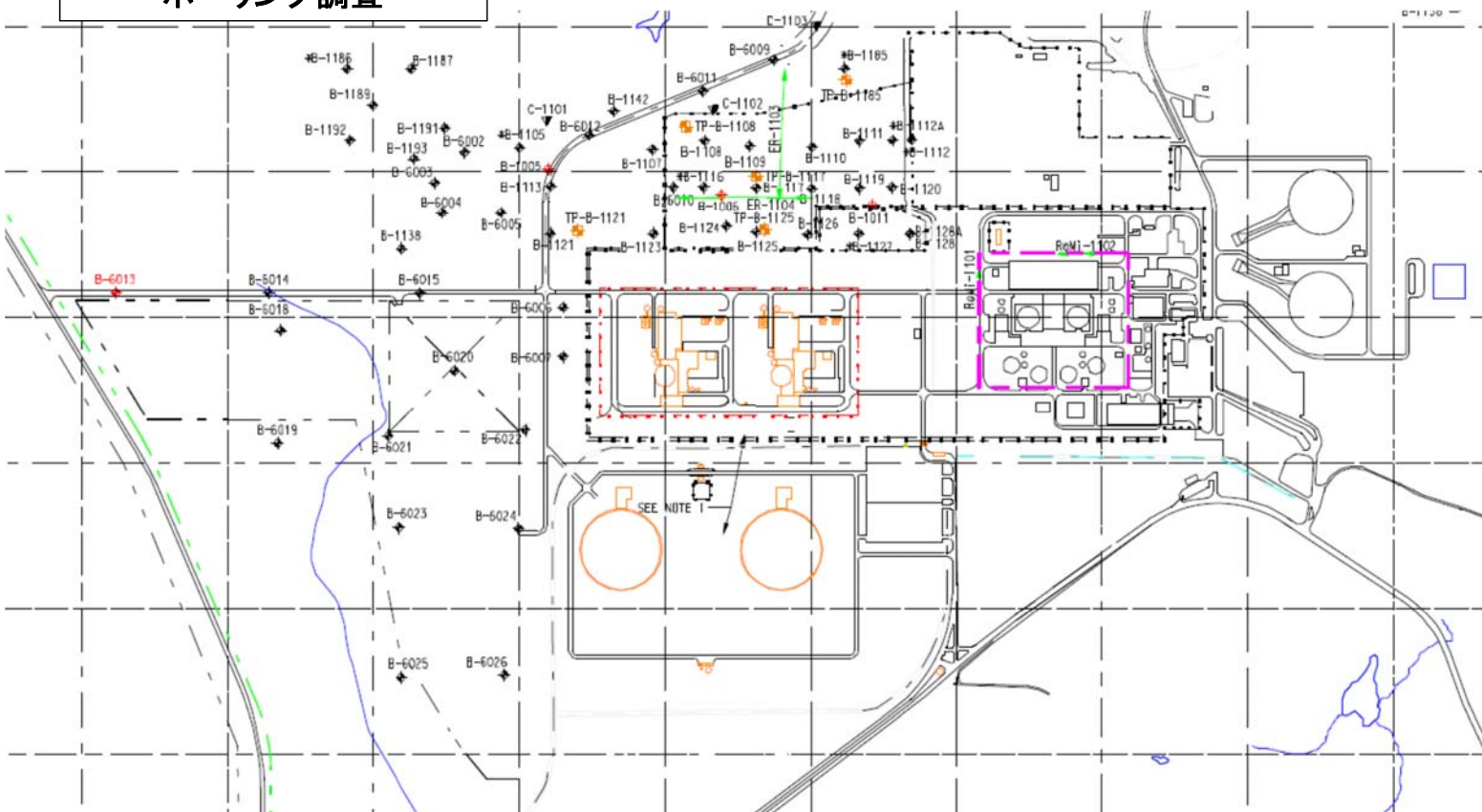


Figure 2.5.4-1a COL Site Boring Location Plan

24

米国 Vogtle 原子力発電所 ボーリング調査



25

米国 Vogtle 原子力発電所 ボーリング調査



Figure 2.5.1-33 Site Borings Location Map

26

[illegible]

27

Figure 2.5.1-34 Location of Pen Branch Fault

Figure 2.5.1-34 Location of Pen Branch Fault

米国 Vogtle 原子力発電所 トレンチ調査



Source: Bechtel 1984b

Figure 2.5.3-1 Contorted Bedding in Garbage Trench at VEGP Site

29

2.5.3.1.1 Previous VEGP Site Investigations

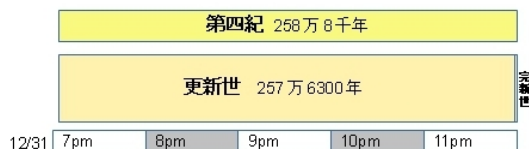
As described in Section 2.5.1.2.4.1, the Pen Branch fault was first discovered at the SRS in 1989, which initiated investigations at the VEGP site and a series of studies at the SRS. Investigations at the VEGP site concluded that the fault was not onsite or in close proximity to Units 1 and 2 (Bechtel 1989). Studies of the Pen Branch fault at the SRS continued through the 1990s, but had still not definitively located the southwestward projection of the fault to the Georgia side of the Savannah River. As shown in Figures 2.5.1-21, 2.5.1-22, 2.5.1-23 and 2.5.1-34, projections of the fault into Georgia included locations northwest of the VEGP site (Snipes et al. 1993a) and directly southeast of the VEGP site (Cumbest et al. 2000).

In light of the data gathered from studies of the Pen Branch fault at the SRS during the 1990s and recent investigations at the VEGP site, some conclusions of the previous studies regarding the location of the Pen Branch fault in site studies and the FSAR should be revised. Because the Pen Branch fault has been located adjacent to the VEGP site and beneath the monocline in the Blue Bluff Marl, it is now clear that the Pen Branch fault is associated with the monocline (or dip reversal) and that there is a Tertiary fault within 5 mi of the VEGP site. However, the new information only alters the past location of the Pen Branch fault. After considerable study, no new information gathered on the Pen Branch fault has changed the original conclusions of Snipes et al. (1989) that the youngest strata deformed by the fault are late Eocene and that the fault is not a capable tectonic source. In fact, recent studies, for this ESP study, have provided additional lines of evidence to support the non-capable status of the Pen Branch fault, a conclusion that has been supported in multiple NRC and DOE reviews (NUREG-1137, NUREG-1137-8, NUREG-1821).

ペン・ブランチ断層が最初に発見されたのは、1989年、サバンナ・リバー・サイト(SRS)においてであった。サバンナ川を挟んでこれに隣接するヴォーグル原子力発電所での調査の結果、実施したベクトル社は、1989年、同原子力発電所1、2号機の立地場所とその近隣には、断層はないとの結論であった。SRSで発見されたペン・ブランチ断層に対する追跡調査は、1990年代に入ってから継続されたが、その南西に延びている端部が、どこで終わっているのか断定できずにいた。

ただし、1990年代のSRSでの調査とヴォーグル原子力発電所での最新の調査によれば、ペン・ブランチ断層の端部の位置に関する過去の結論は修正されなければならない。(中略)それでも、新知見による修正は、当該断層の位置に関してのみであり、断層による最新の変形の時期が、**新生代—古第三紀—始新世の後期**であるという点と、当該断層が活動性のものではないという点に関しては、修正の必要性を示唆するものではない。むしろ、活動性でないことを裏付ける追加の証拠が得られた。

30



NUREG-0800 (NRC Standard Review Plan)

2.5.1 Geologic Characterization Information から

As part of the review process the staff evaluates the information provided by the applicant with a focus on Quaternary-aged geologic features. The Quaternary period is defined as the geologic period that began approximately 2.6 million years ago (Ma) and continues to the present. Geologic or tectonic features with activity in the Quaternary Period might indicate a potential for future tectonic activity, whereas older tectonic features generally lack such potential. As discussed in RG 1.208, a PSHA characterizes seismic potential through consideration of the historic and geologic record from the Quaternary Period.

NRCの審査官(スタッフ)は、審査プロセスの一環として、申請者が提出する情報のうち、特に第四紀の地質学上の特徴に焦点を当てた審査を行うものとする。**第四紀とは、約260万年前から現在に至るまでの地質時代として定義されている。第四紀に活動のあった地質学的特徴は、将来の活動の可能性を示唆するものであり、他方、これよりも古い時代の特徴の場合には、一般にその可能性がない。**規制指針RG 1.208において述べられるように、確率論的地震ハザード評価(PSHA)を行い、第四紀以降の歴史記録や地質学的記録を考慮して、地震の可能性を特定する。

NUREG-0800 (NRC Standard Review Plan)

2.5.3 Surface Deformation から

As part of the process for review of potential surface deformation issues, staff evaluates the technical information provided by the applicant, with a focus on the Quaternary Period. The Quaternary Period is defined as the geologic period that began approximately 2.6 million years ago (Ma) and continues to the present. Emphasis is placed on Quaternary-age features because evidence of surface deformation during the last approximately 2.6 million years generally indicates a potential for future surface deformation to occur.

潜在的な地表の変形の問題を審査する過程の一環として、NRCの審査官(スタッフ)は、申請者が提供する技術的な情報のうち、特に第四紀に関するところに焦点を当てて評価を行うものとする。第四紀とは、約260万年前から始まり現在に至るまでの地質年代として定義される。第四紀の特徴に焦点を当てるというのは、一般に、過去260万年ほどの間の地表の変形の痕跡が、将来において地表の変形を起こす可能性を示唆するからである。

33



34

避難計画は譲れない条件

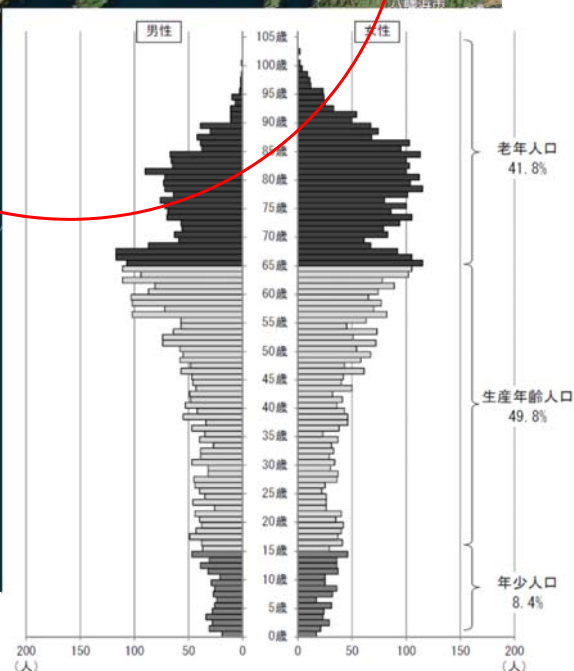
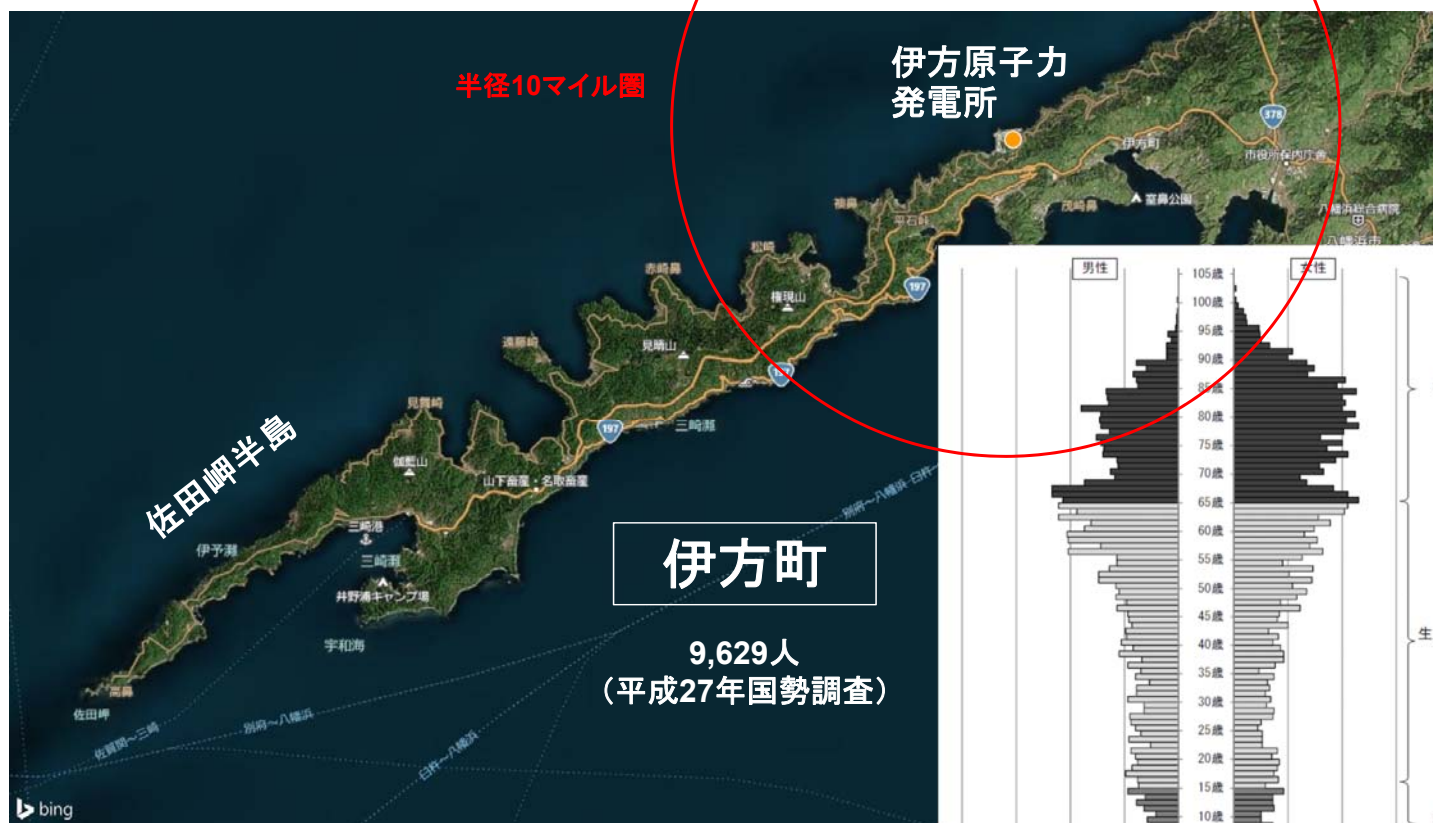


ショアハム原子力発電所

- 1972年着工(予想建設費6500万ドル)
- TMI 事故後、住民の反対運動が激化
- 1985年のハリケーンで2週間停電
- 1986年完成(60億ドル 85倍に高騰)
- 多くの自治体が避難計画を却下
- 1989年廃止決定(住民の電気料金に3%のサーチャージを30年間で合意)



35



36

第2 安全対策の問題

37

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。

38

東北地方太平洋沖地震による原子力発電所の影響実例

地震による影響	影響を受けたプラント
所外電源回線の喪失	東通、女川、福島第一、福島第二、東海
変圧器の保護装置(避圧弁、放圧管)の動作による遮断	女川、東海
変圧器損傷(油漏れ)	福島第二
所内配電系統の故障、火災	女川
使用済燃料プールからの大量溢水	福島第一、東海
非常用ディーゼル発電機の故障、運転停止	東通、東海
サプレッション・プール水位高によるインターロック(水源切替)作動	女川
低圧タービンの動翼がケーシング側に激しく擦過	女川、東海
過酷事故対策用淡水タンクの損傷	福島第一
敷地内道路の損傷	福島第一
建屋内非常灯の破損	福島第一

39

福島第一原子力発電所事務棟



40

福島第一原子力発電所事務棟



41

福島第一原子力発電所構内道路



42

福島第一原子力発電所 2号機中央制御室



43

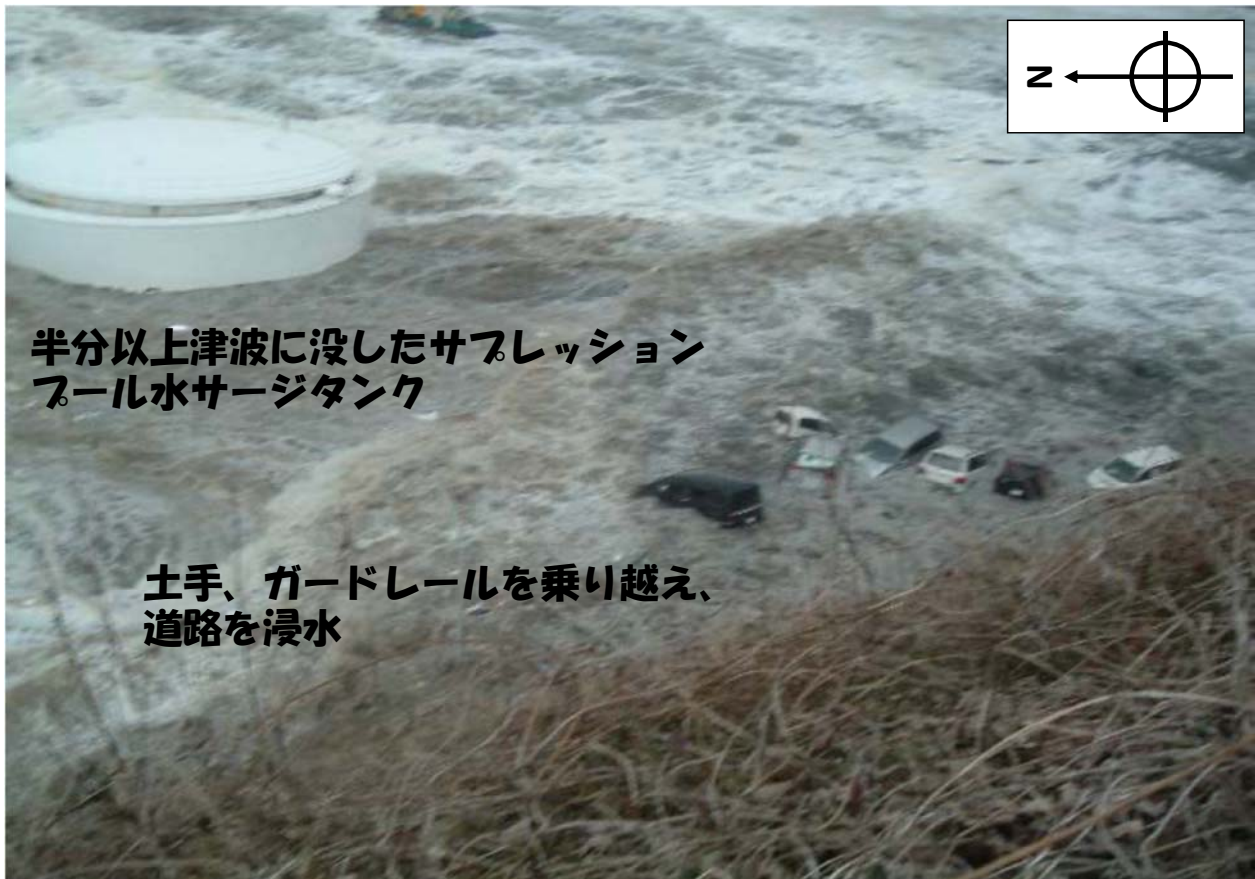
福島第一原子力発電所

路上を塞いでいる津波によって運ばれた No.1 重油タンク



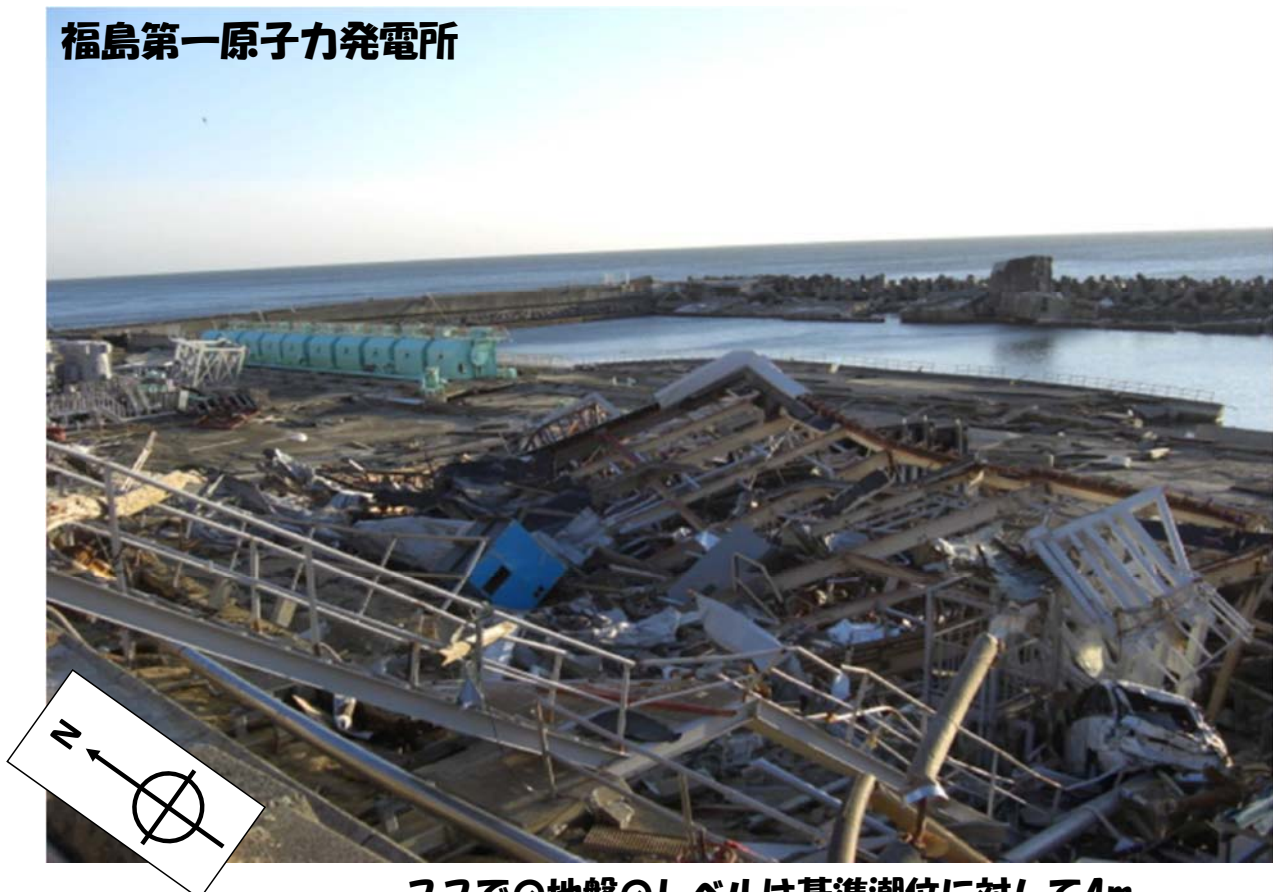
44

福島第一原子力発電所



45

福島第一原子力発電所



46

福島第一原子力発電所の敷地に押し寄せる津波



47

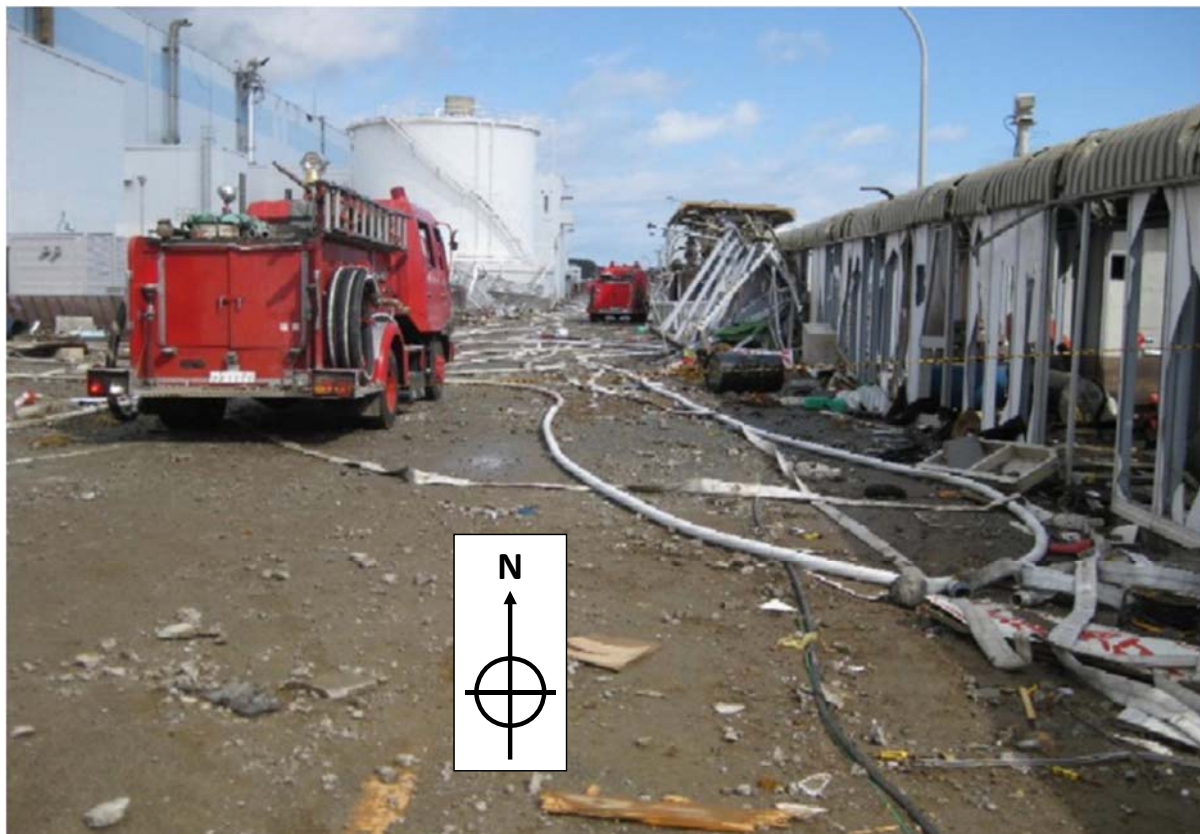
福島第一原子力発電所

津波による衝撃で倒壊したガントリー・クレーン、冷却水ポンプ



48

福島第一原子力発電所



ここでの地盤のレベルは基準潮位に対して10m

49

福島第二原子力発電所の敷地に押し寄せる津波



50

福島第二原子力発電所

津波による水圧で押し開けられた海水熱交換器建屋の扉



51

女川原子力発電所

津波で倒壊した1号機の重油タンク(約600kℓの重油が流出)



52

女川原子力発電所

電源盤火災



53

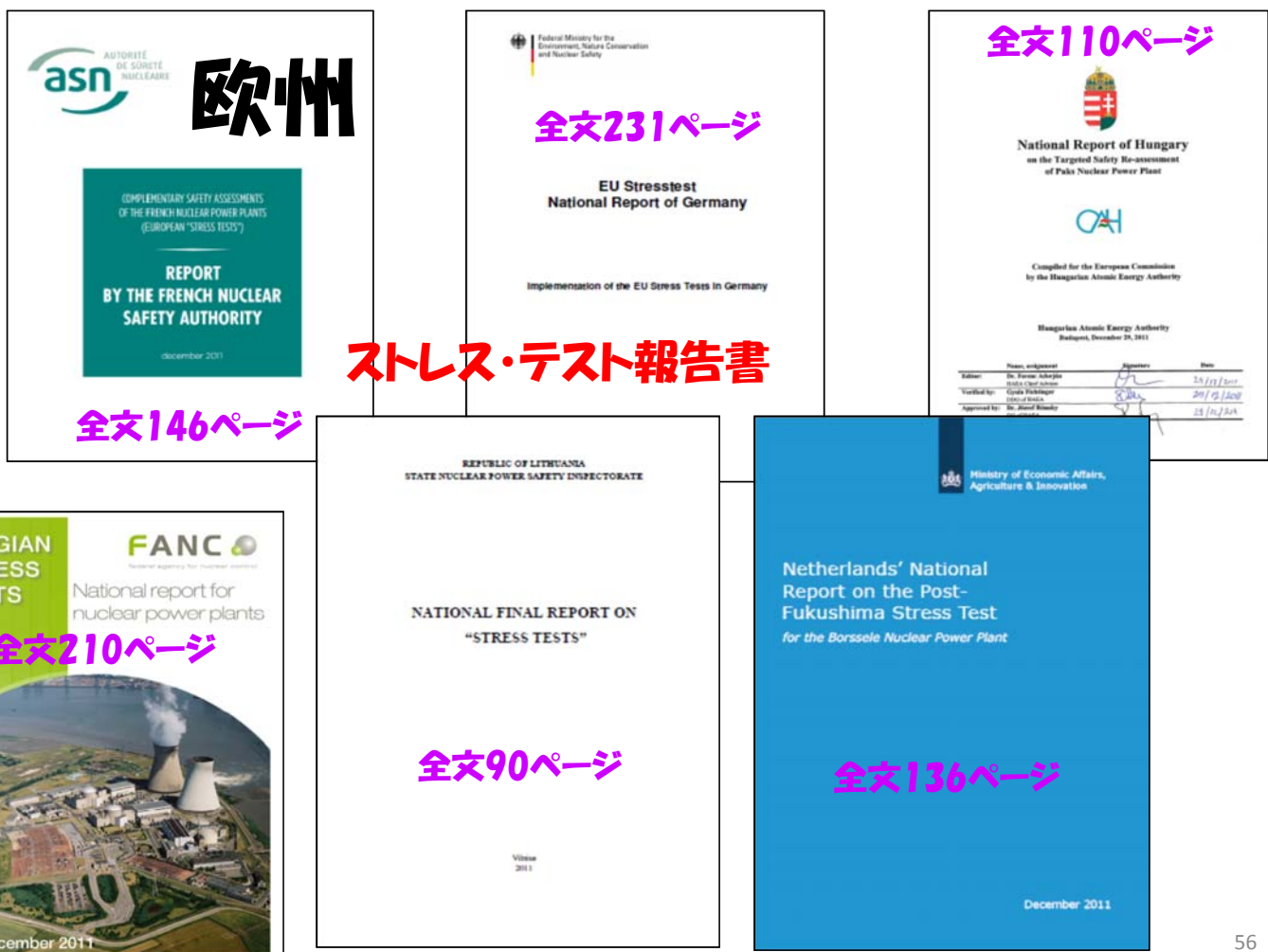


2.福島事故の教訓の反映

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

55



56

米国



6 Pumps + All Equipment + 12 Trailers + 6 Trucks =
1 Apparatus



+



+



+



=





E352, E353, E354

- One (1) Per Unit
- All Equipment
- Deployment
- Seismic
- Defense In-Depth
- Spent Fuel Pool Inventory Control Safety Function

Meets:

- FLEX
- 10 CFR 50.54(hh)(2) – B.5.b
- 10CFR50.63 Extended Loss of AC
- 10CFR Appendix R to Part 50 - Equipment
- UFSAR – Fire Header Decapitation
- NFPA 1901



59



L351

- Elevated Water
 - Filling
 - Spray
 - Hydrant
- Rescue
- Light Tower
- SCBA
- Defense In-Depth

Meets:

- FLEX
- 10 CFR 50.54(hh)(2) – Pumping Strategies and Large Fuel Fire Mitigation
- 10CFR50.63 Extended Loss of AC
- 10CFR Appendix R to Part 50 – Fire Equipment
- UFSAR – Fire Header Decapitation
- NFPA 1901

60



Nuclear Emergency Response Vehicle (NERV)

Capabilities:

- 1850gpm pump
- 3000gal water tank
- 400gal foam tank
- 500lbs of dry chemical
- Defense In-Depth

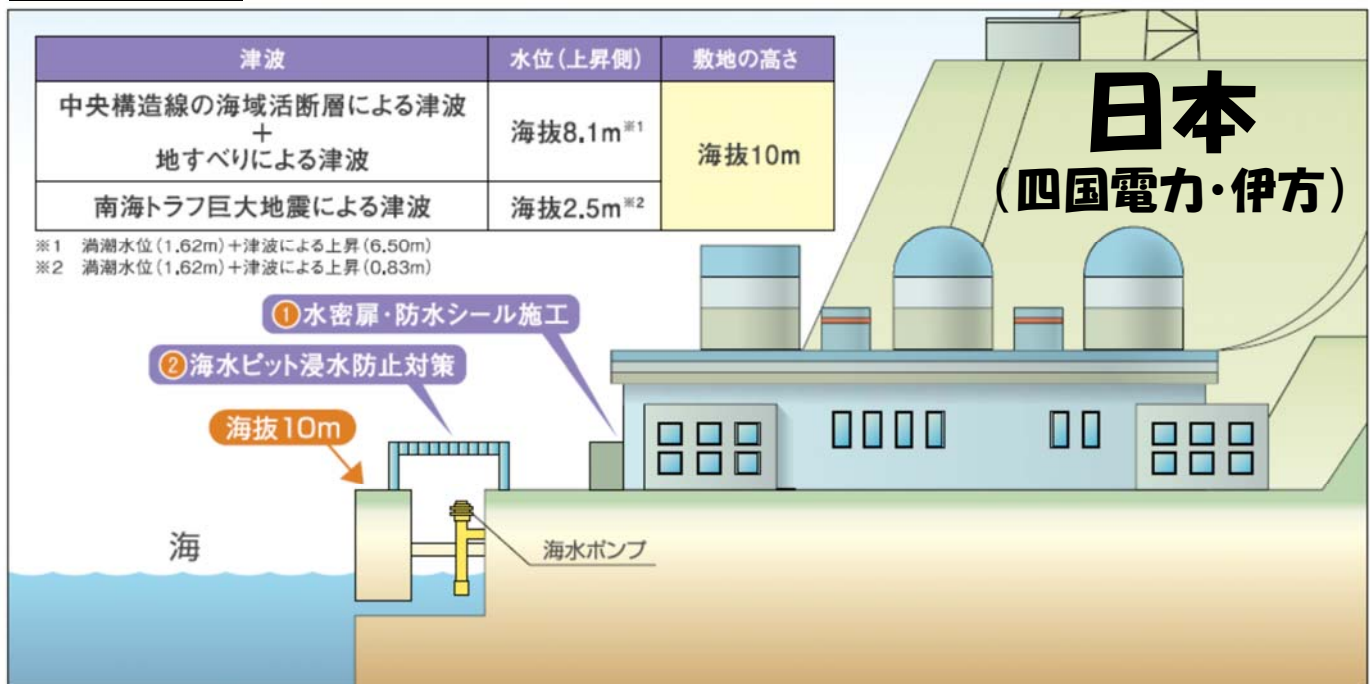
FLEX: 75' boom with 4' piercing nozzle allows for use during spray/fill strategies during containment and/or spent fuel pool breaches.

Meets:

- SOER 10-1 – Mitigation of Large Transformer Fires.
- 10 CFR 50.54(hh)(2) B.5.b – Mitigation of Large Fuel Fires.
- FLEX
- 10CFR50.63 Extended Loss of AC
- UFSAR – Fire Header Decapitation

61

津波・溢水対策



大型水密扉 (扉の厚さ35cm)



水密扉 (扉の厚さ15cm)

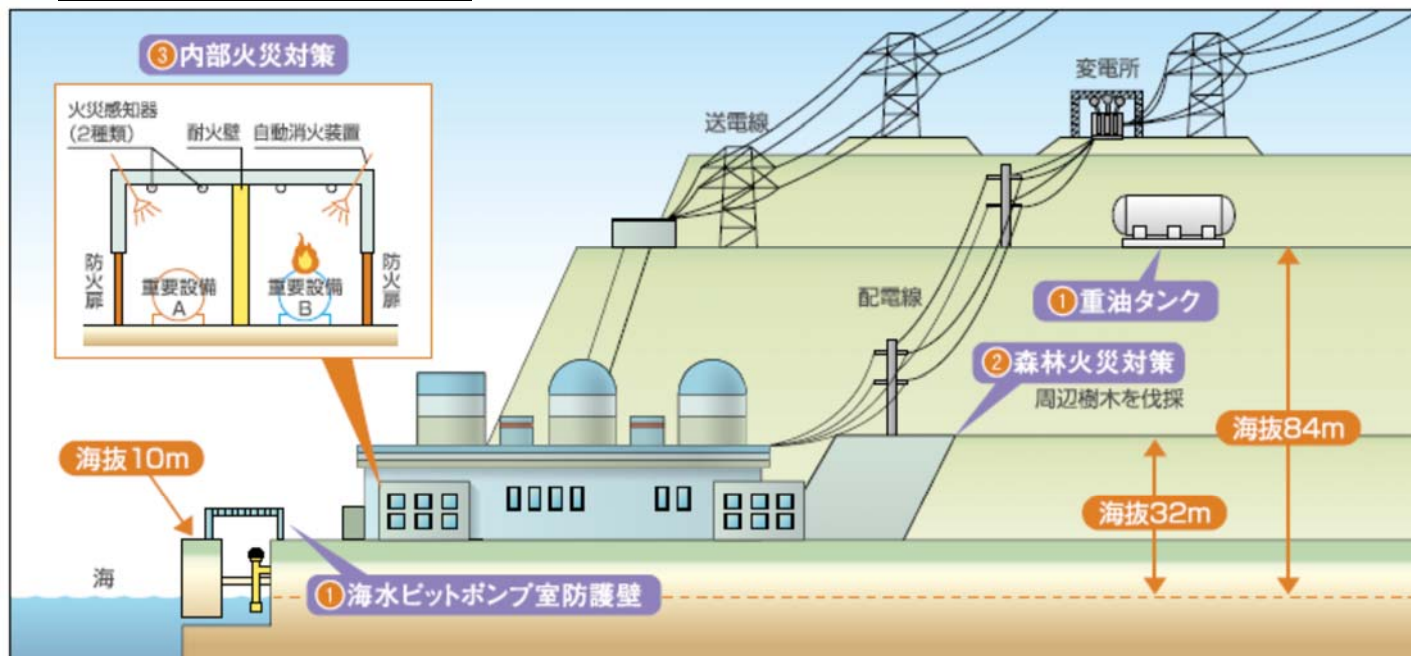


防水シール施工



62

火災防護・竜巻対策の強化



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)

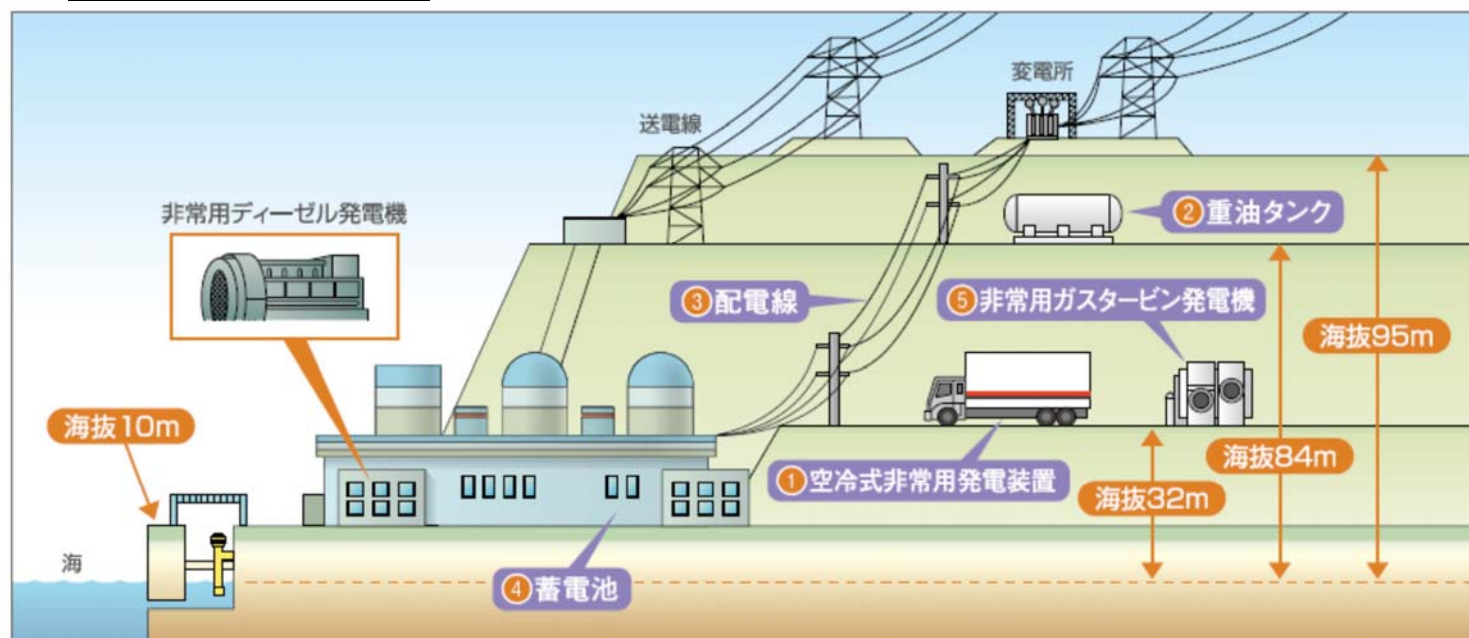


海水ピットポンプ室
(飛来物対策前)



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

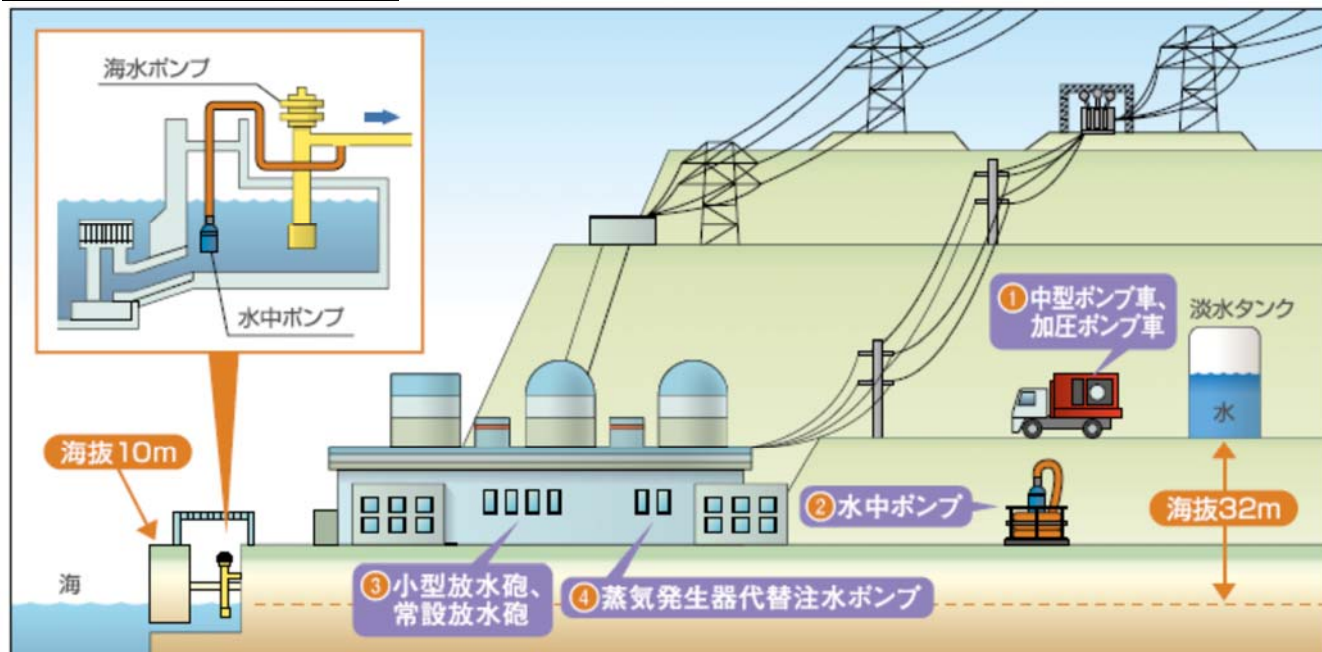


③ 配電線



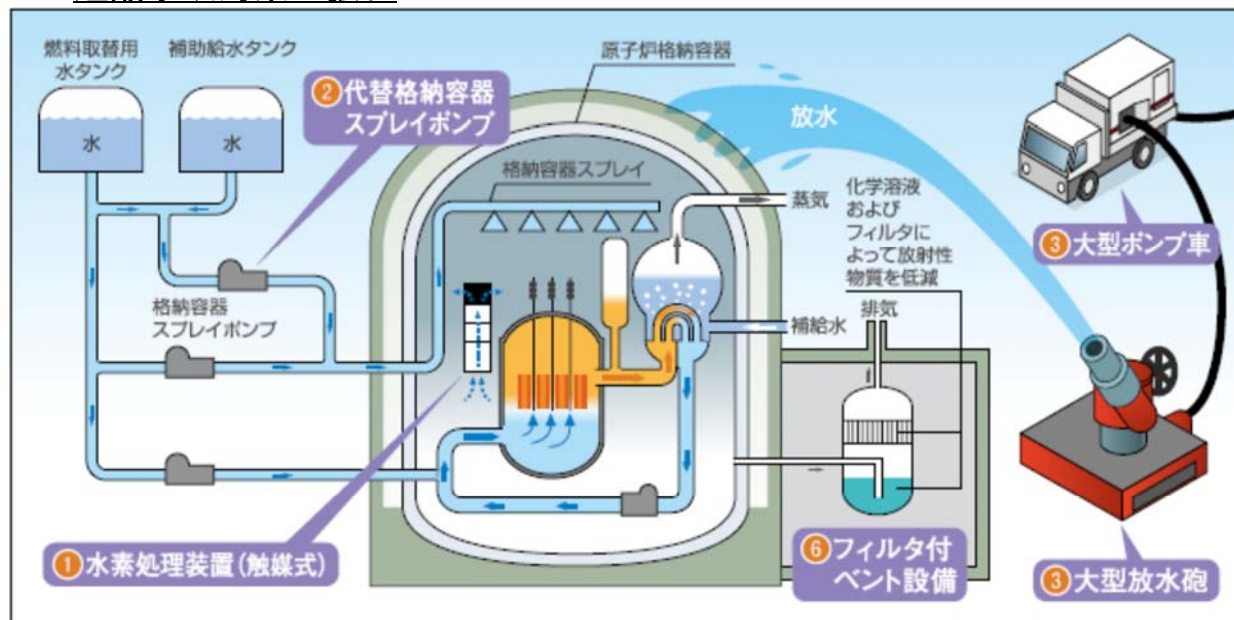
④ 蓄電池

バックアップ冷却水の確保



65

過酷事故対策の強化



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



66

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

67

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

68

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。

69

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}
		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}	$< 1.00 \times 10^{-10}$		
	溢水	2.30×10^{-8}	5.20×10^{-10}		
	台風	6.30×10^{-10}	$< 1.00 \times 10^{-10}$		
合計		3.45×10^{-6}	8.32×10^{-9}		
LRF	2.0×10^{-8}	5.0×10^{-7}	8.1×10^{-9}	5.3×10^{-7}	1.0×10^{-6}

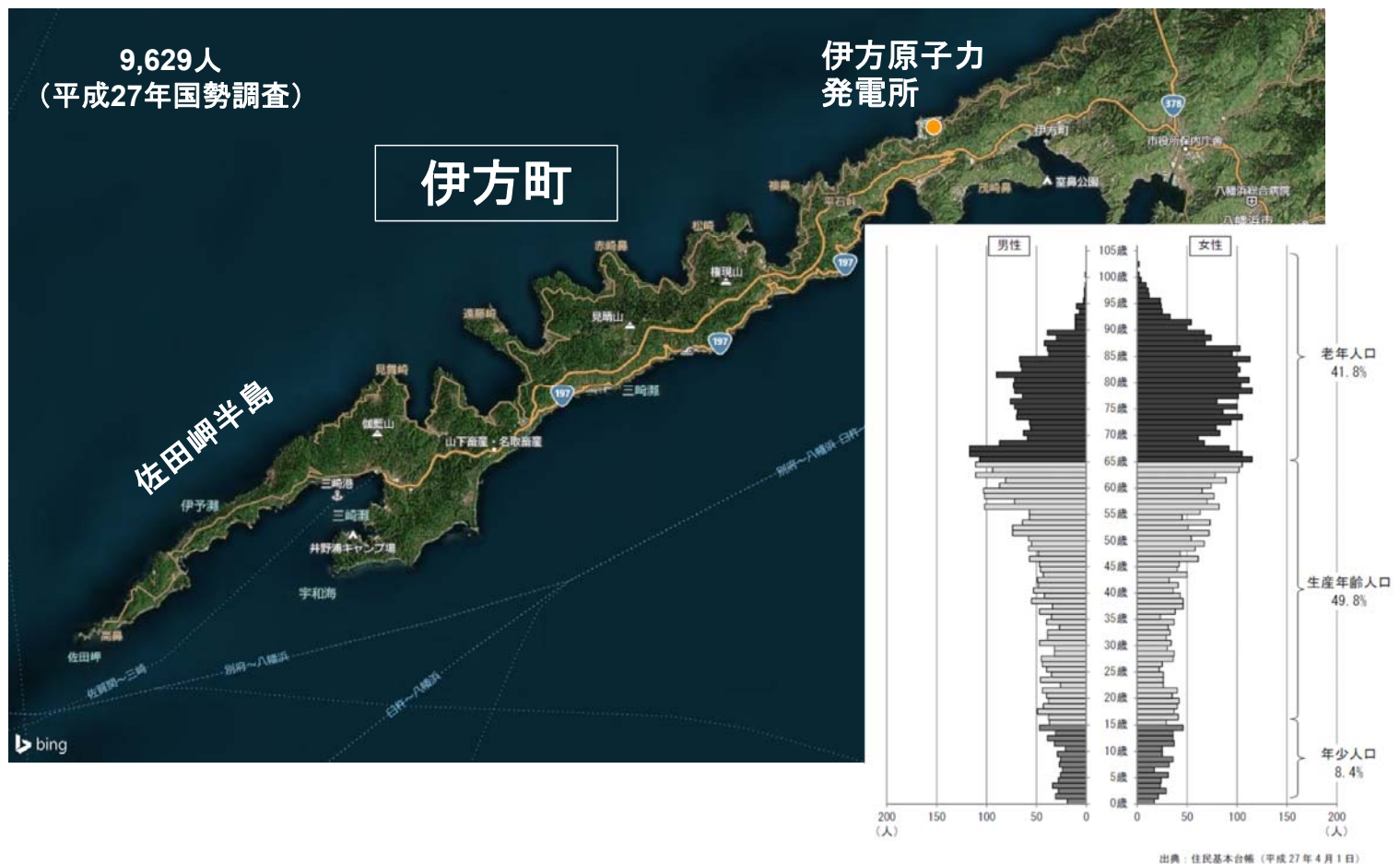
- ・ 外部事象が、全リスク(CDF)の93%を占めている。
- ・ 地震が、全リスク(CDF)の91%を占めている。
- ・ 内部事象は、全リスク(CDF)の6.5%を占めるだけ。

70

4.伊方原子力発電所の 立地条件と地震ハザード

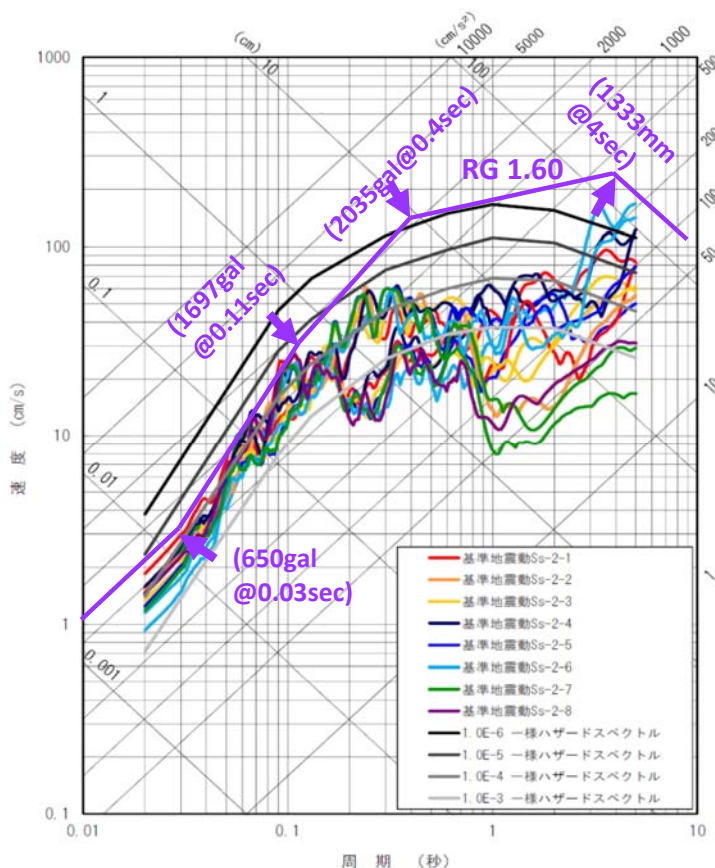
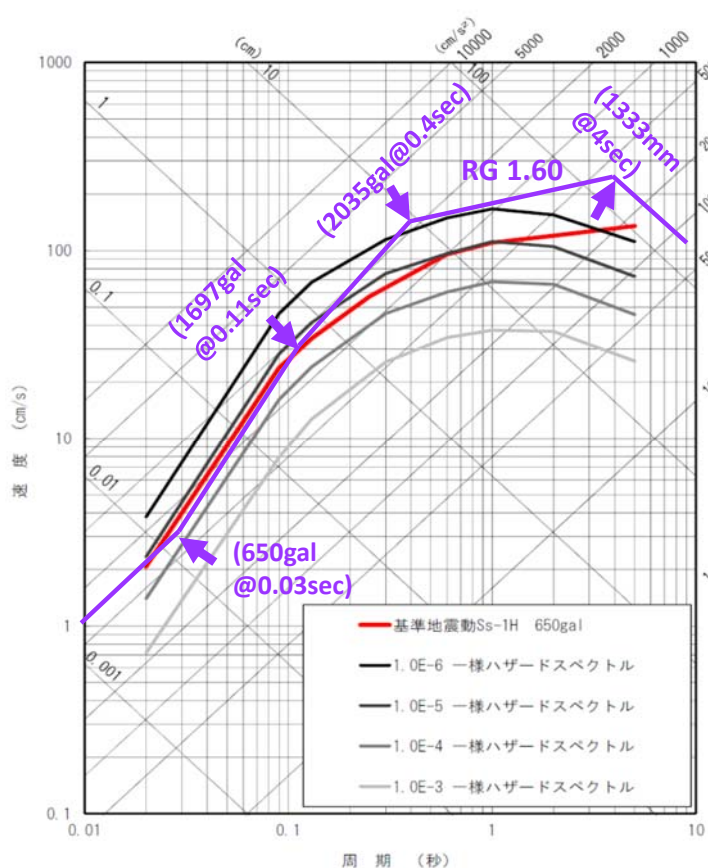
- 立地上の不利な条件
 - 佐田岬半島全長に沿った中央構造線活断層。
 - 厳しい地形と身体的負担の多い無理な防災計画。
- 地震リスクが過小評価である可能性
 - 基準地震動設定の非保守性。
 - 一様ハザード・スペクトルの不現実性、非保守性。
- 狭い敷地、無理な造成
 - 事故対応の際に有効活用できる敷地内の面積が著しく狭く、プラント職員の安全についての懸念。
 - 汚染水対策などの実行性に無理。

71

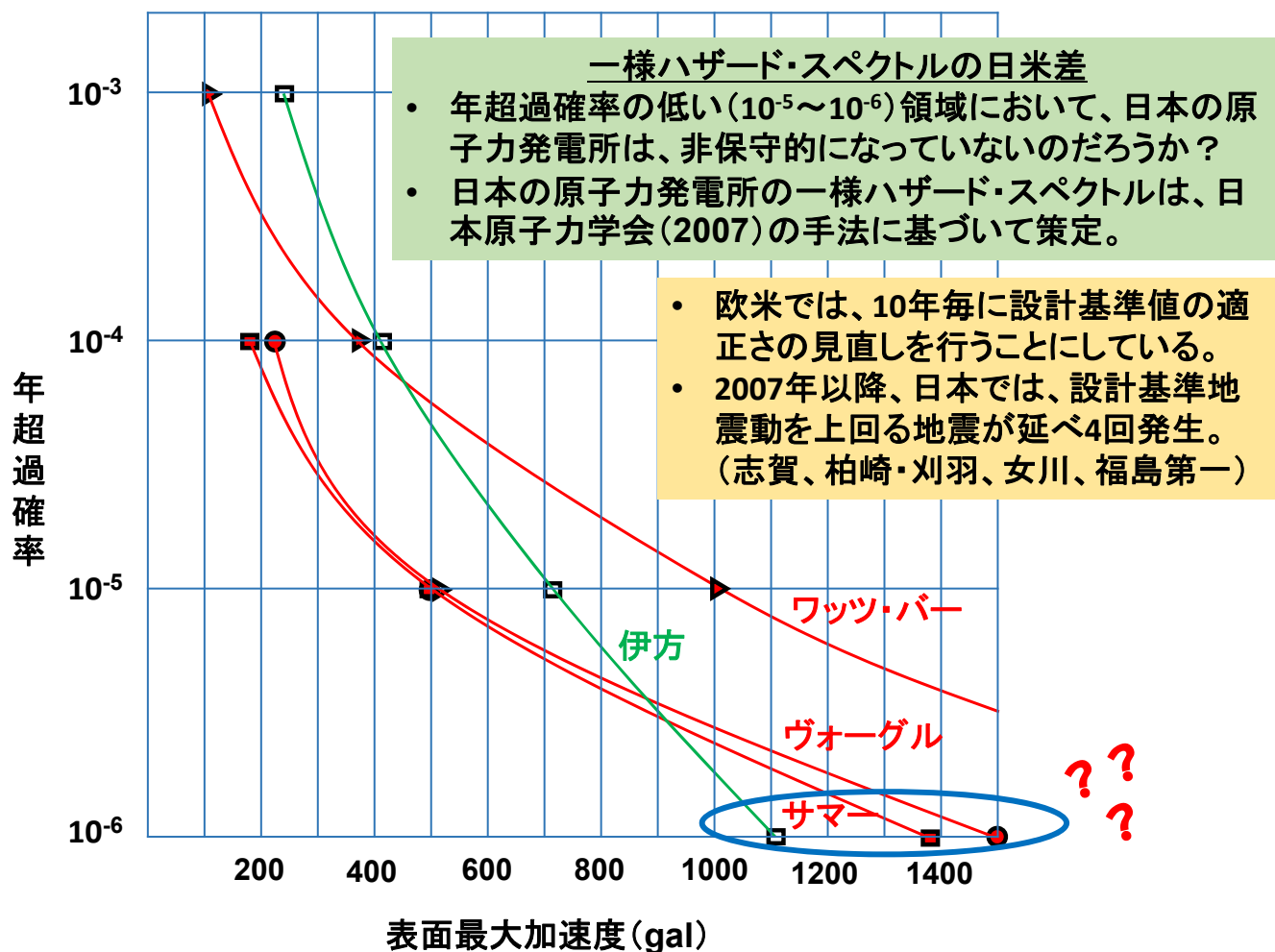


72

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。

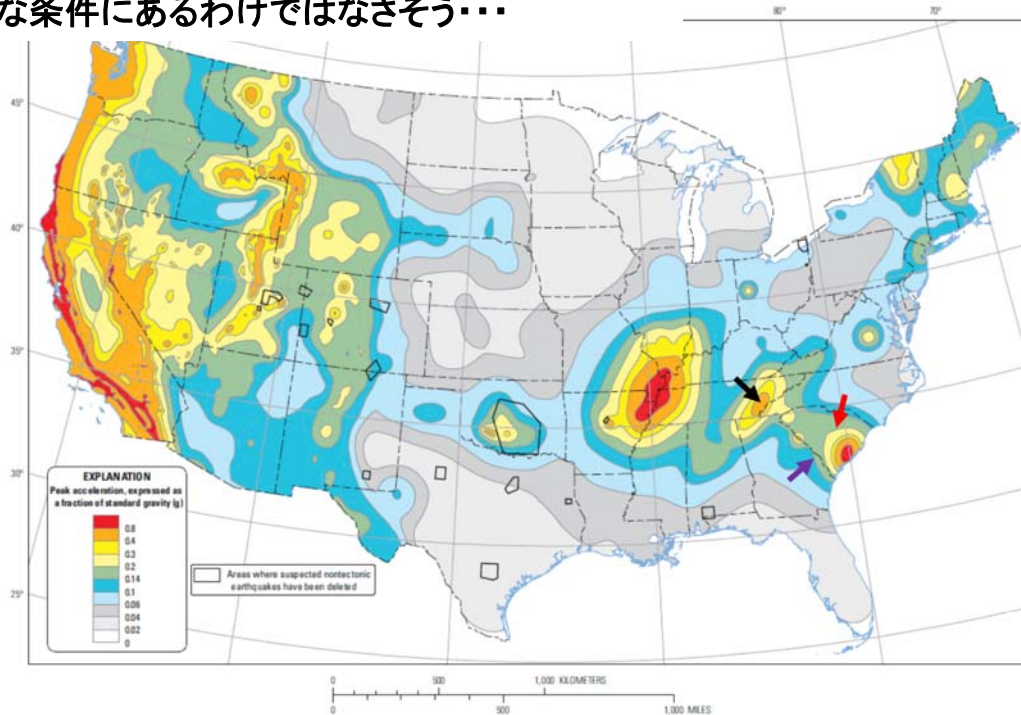


73



74

ワッツ・バー、ヴォーグル、サマーの各原子力発電所が、特別な条件にあるわけではなさそう・・・



Two-percent probability of exceedance in 50 years map of peak ground acceleration

出典：米国地質調査所(USGS)による向こう 50 年間における超過確率 2% の地震加速度 (PGA) (2014 年版)。図中、黒、紫、赤の矢印先端に、それぞれワッツ・バー、ヴォーグル、サマーの各原子力発電所がある。

75

なぜ？

NUREG-0800



U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION STANDARD REVIEW PLAN

米国(NRC)の標準審査指針から

2.5.2 VIBRATORY GROUND MOTION

2.5.2.5 原子力発電所における地震波の伝播特性

The staff will review the ground motions developed for each of the controlling earthquakes. Reference 12 and 13 contain a database of recorded time histories on rock for both CEUS and WUS. The staff will also review the simulation method (such as Monte Carlo) used to incorporate the variability in soil depth, shear wave velocities, layer thicknesses, and strain-dependent dynamic nonlinear material properties at the site. A sufficient number of simulations should be performed (at least 60) in order to define the mean and the standard deviation of the site response.

NRCの審査官(スタッフ)は、当該の原子力発電所における**土壌の深さ、剪断波速度、地層の厚さ、および歪に依存した動的な非線形性の物性値のバラツキ**を考慮したシミュレーションの方法(**モンテカルロ法**など)の適正さに関しても審査を行うものとする。その場合、当該敷地の応答特性についての平均値と標準偏差を求めるため、**十分な数だけ(最低でも60)**のシミュレーションが行われていなければならない。

Rev.4 (2007年3月)

76

- 
- 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回線のための所外電源(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拘(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。

79

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		

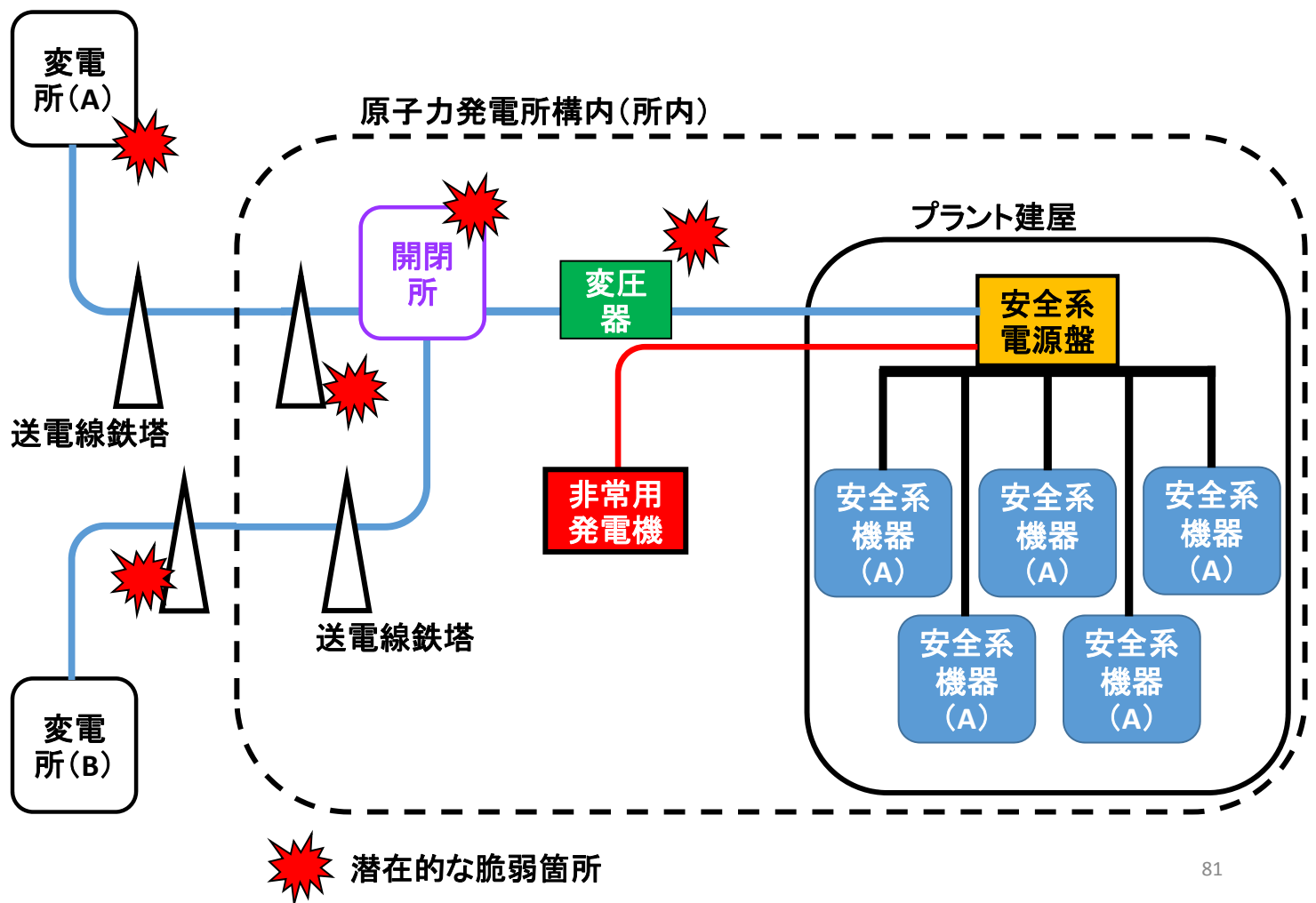
なぜ？

- 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

80



81

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

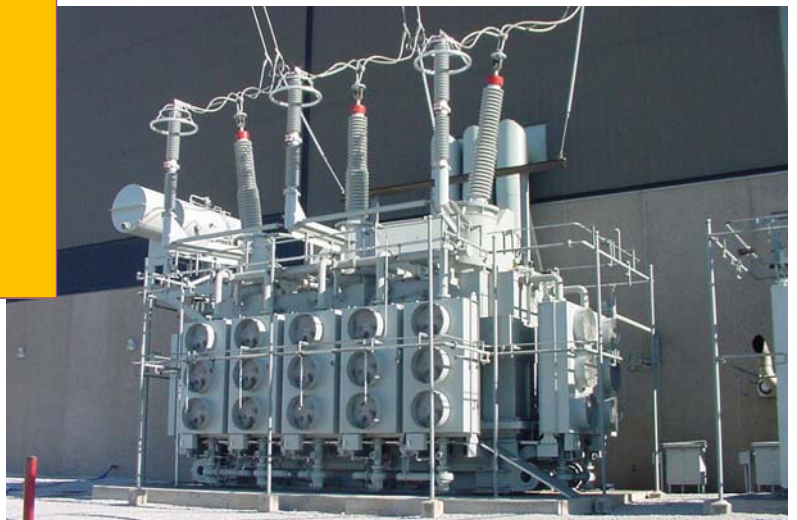
女川原子力発電所の場合

(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



82

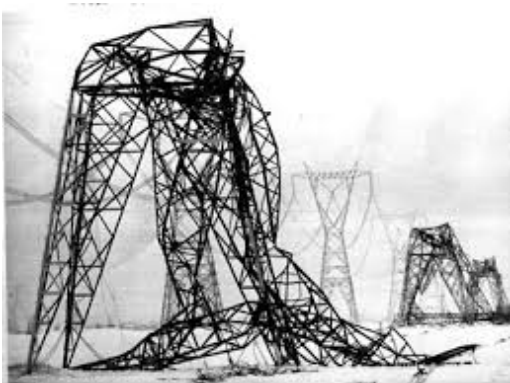


強力な竜巻によって、
複数の回線を同時に
喪失(米国)



83

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)

84

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？

85

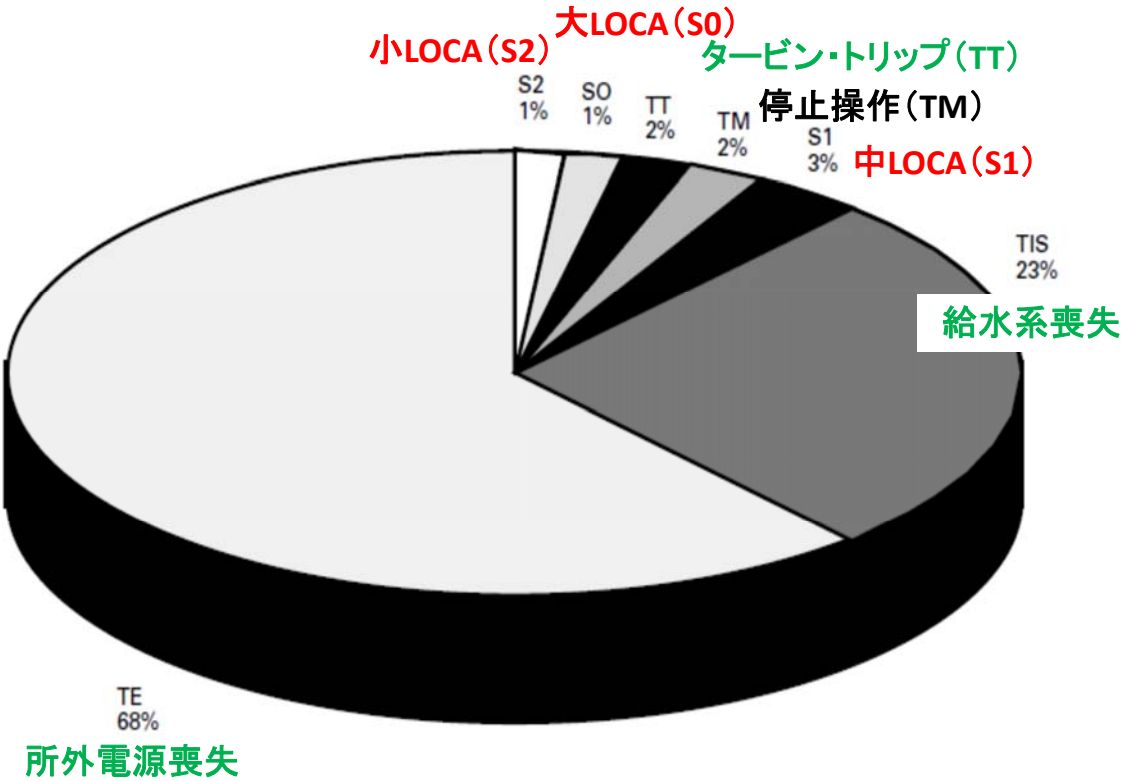
キャロウェイ原子力発電所(米国PWR)の炉心損傷頻度の内訳

	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	1.1×10^{-6}	4
	Intermediate LOCA タービン・トリップ	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

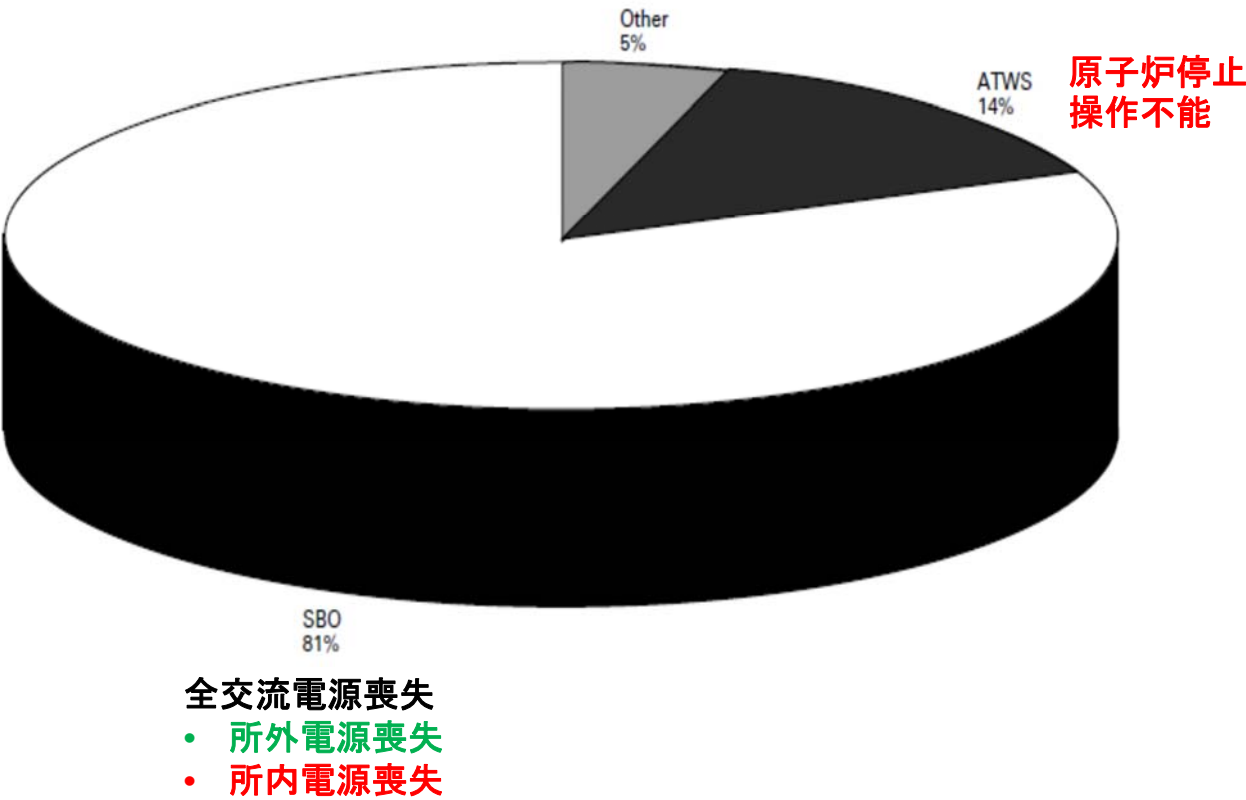
60%

86

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



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。

89

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

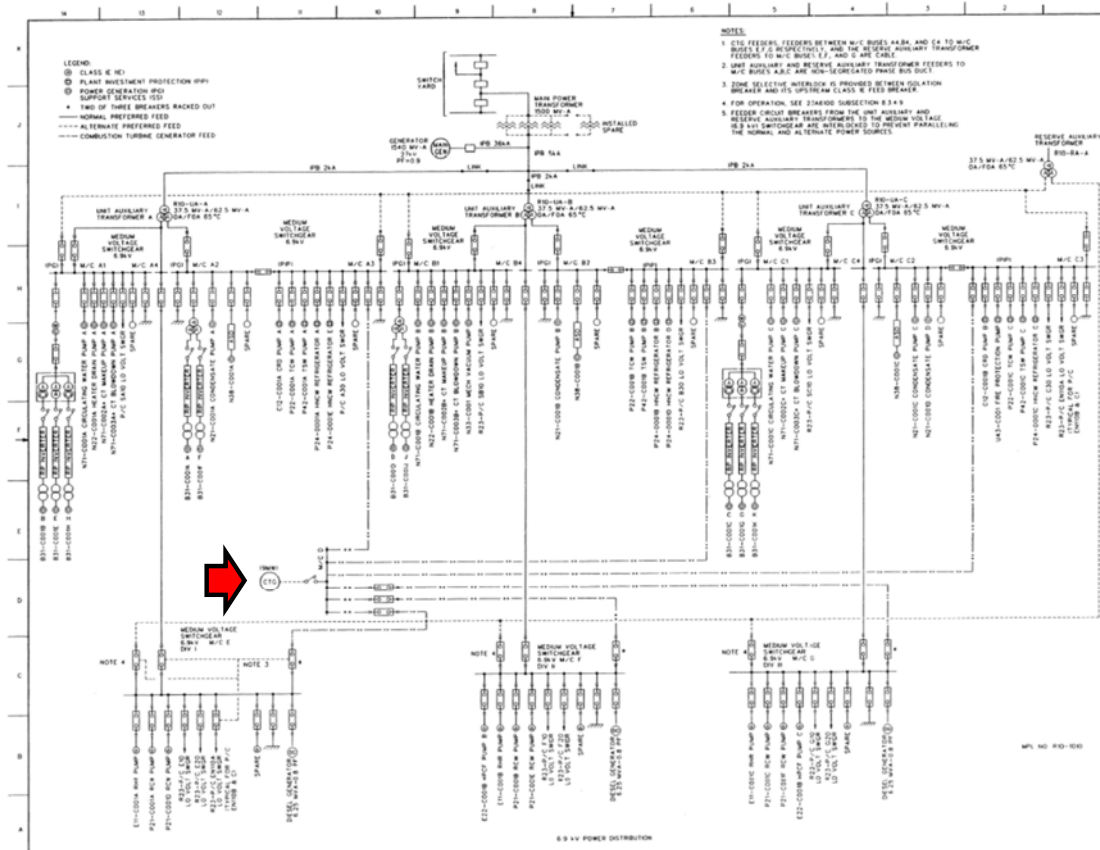
90

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。

91

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)



92

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 concept⁸¹ 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。

93

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 components²⁹, redundancy, diversity³⁰, 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。

94

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。

95

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

96

第三世代炉

オルキオト3号機(フィンランド) EPR



建設中(2014年7月)

クダンクラム(インド) AES-92



2014年12月31日商用運転開始

海陽1号機(中国) AP1000

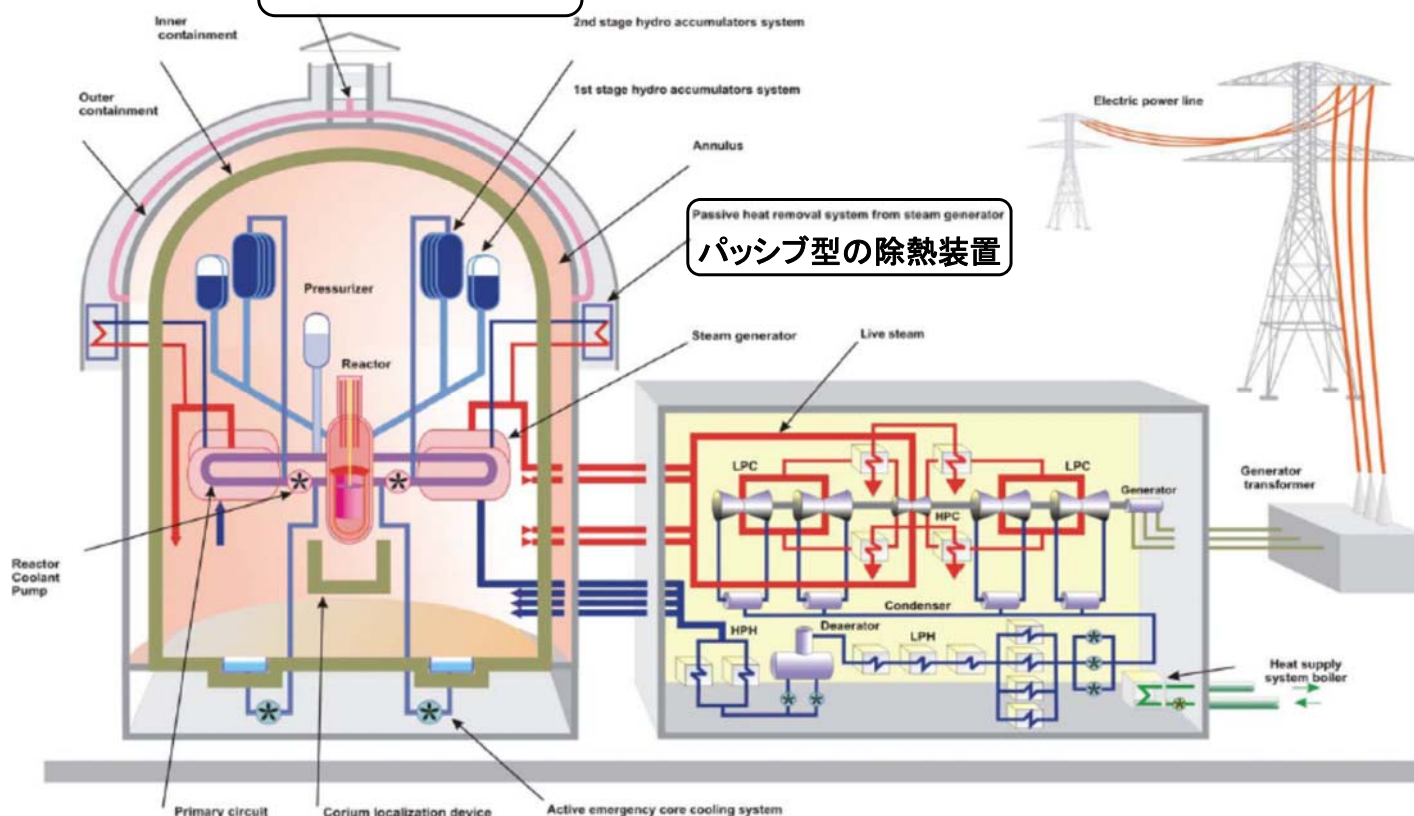


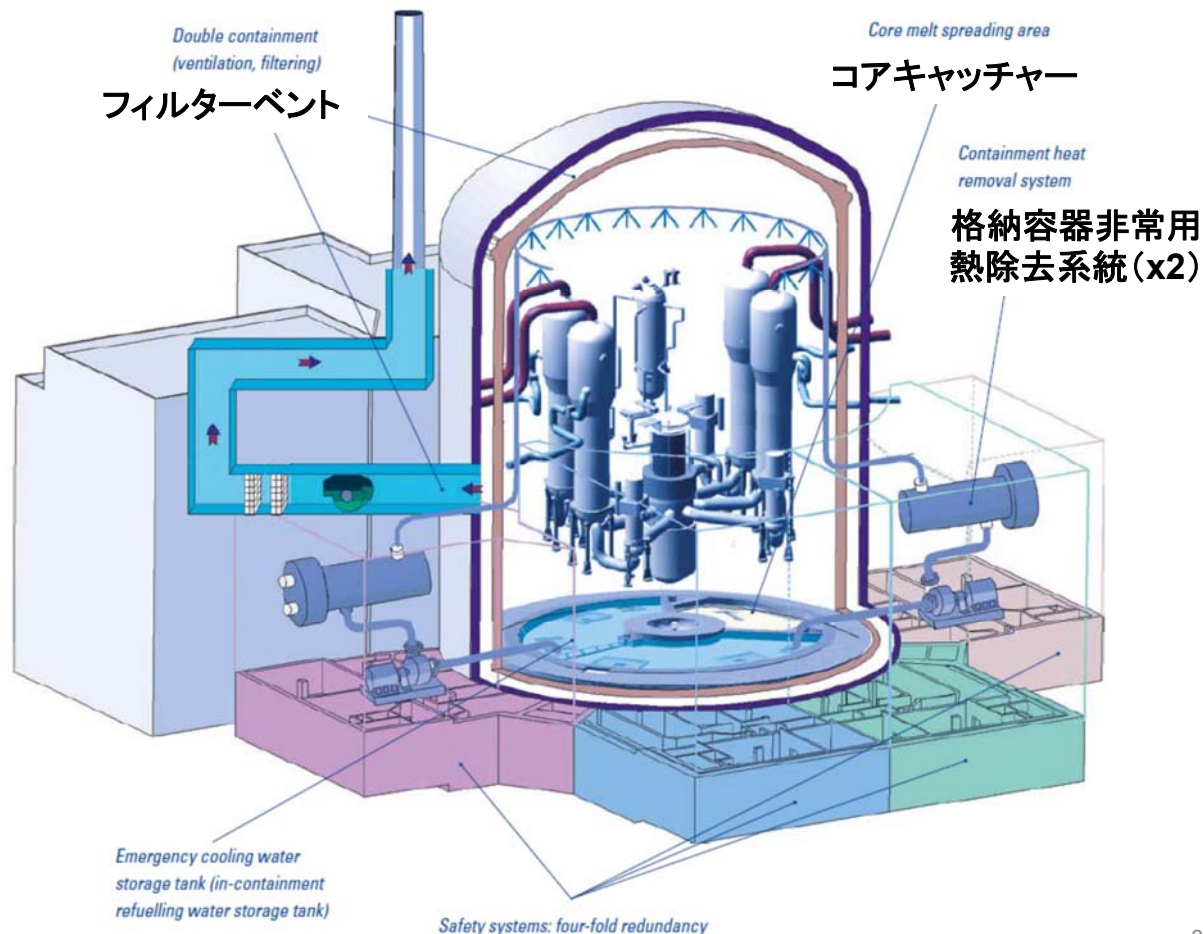
Photo © Shandong Nuclear Power Company, Ltd. All rights reserved.

AES-92

パッシブ型フィルター
Passive annulus filtration system

パッシブ型の除熱装置
Passive heat removal system from steam generator





99

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。

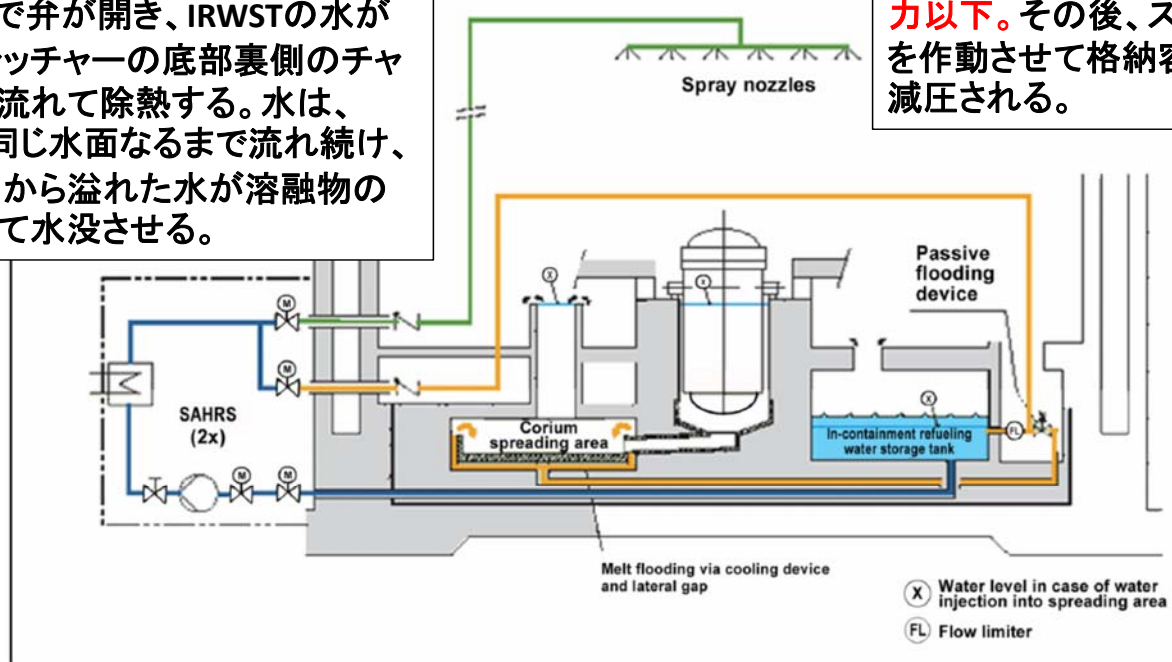
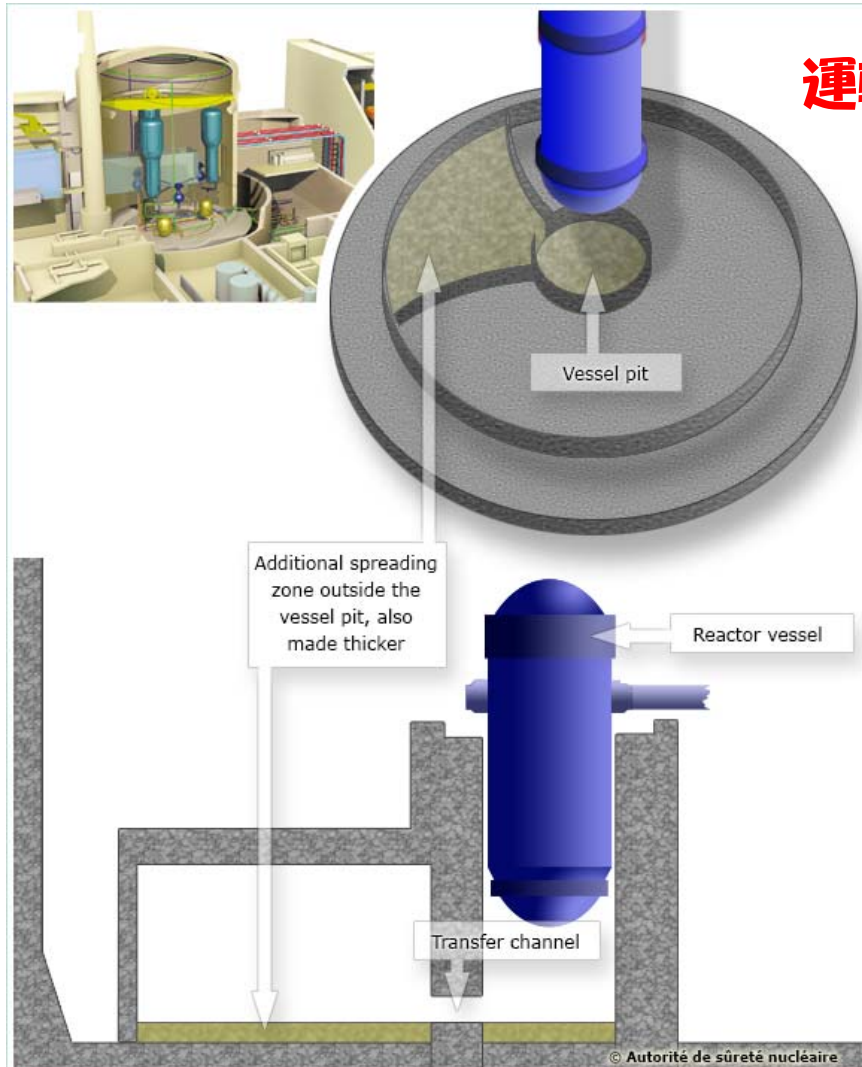


Figure 5-17
Severe Accident Heat Removal System

運転フラントに対しても・・・

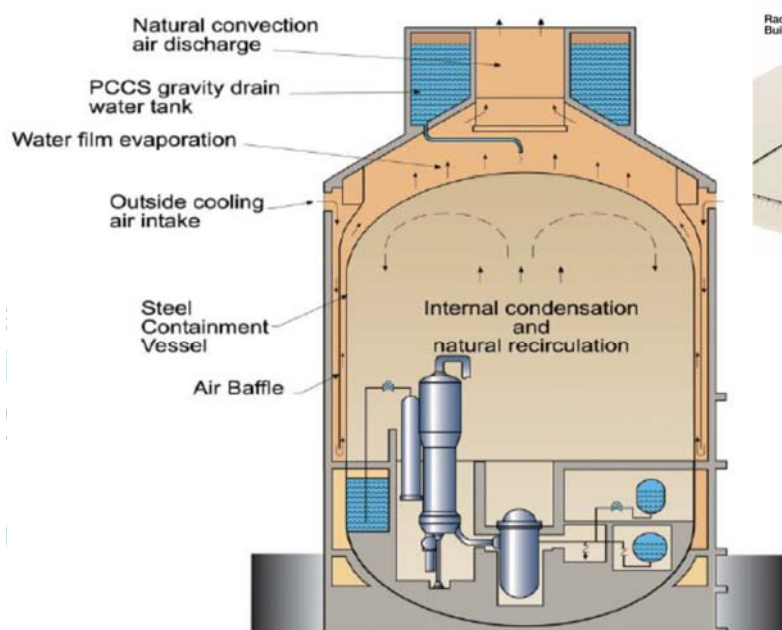
フェッセンハイム1号機 (PWR 880MW)

- ・ 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80m²のコア・キャッチャーを設置する工事を期限まで完了。

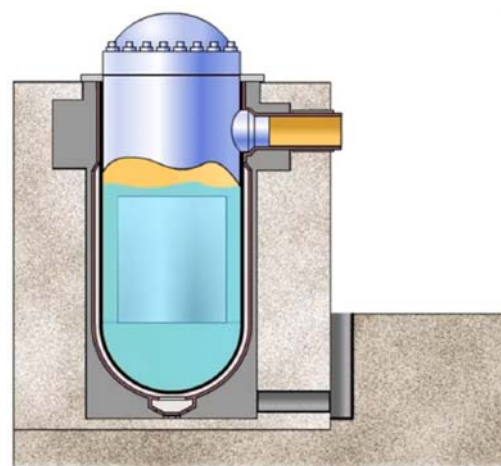
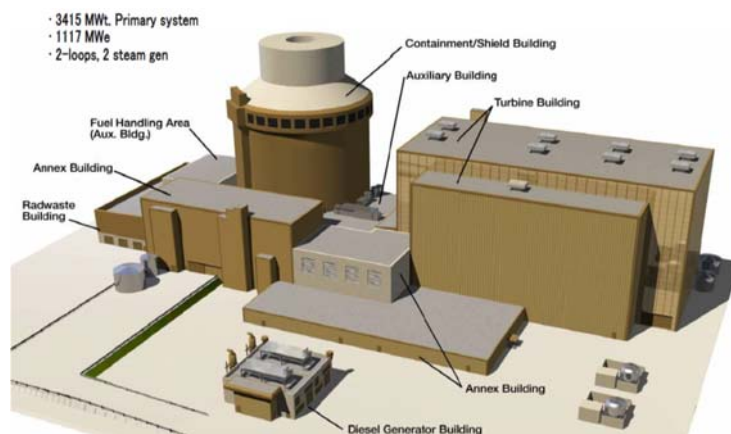


101

AP1000



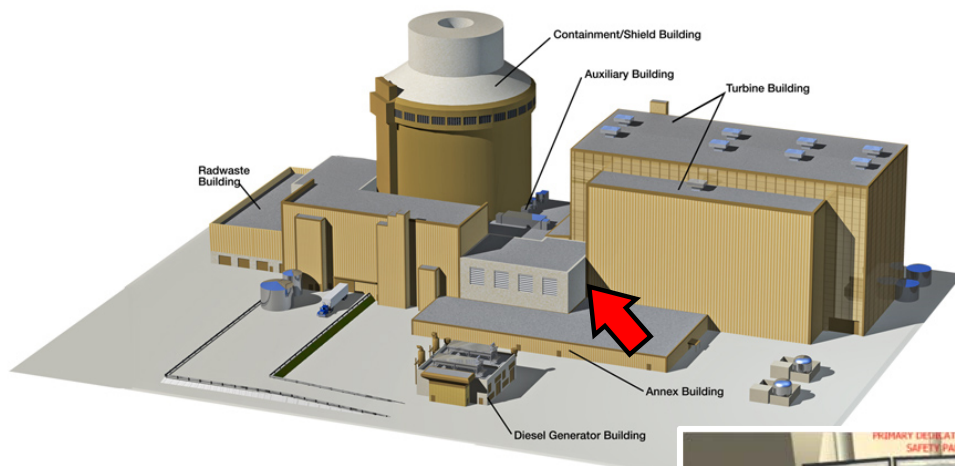
AP1000 Passive Containment Cooling System
パッシブ方式の格納容器の除熱(72時間)



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

102

The Westinghouse AP1000



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。



103

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

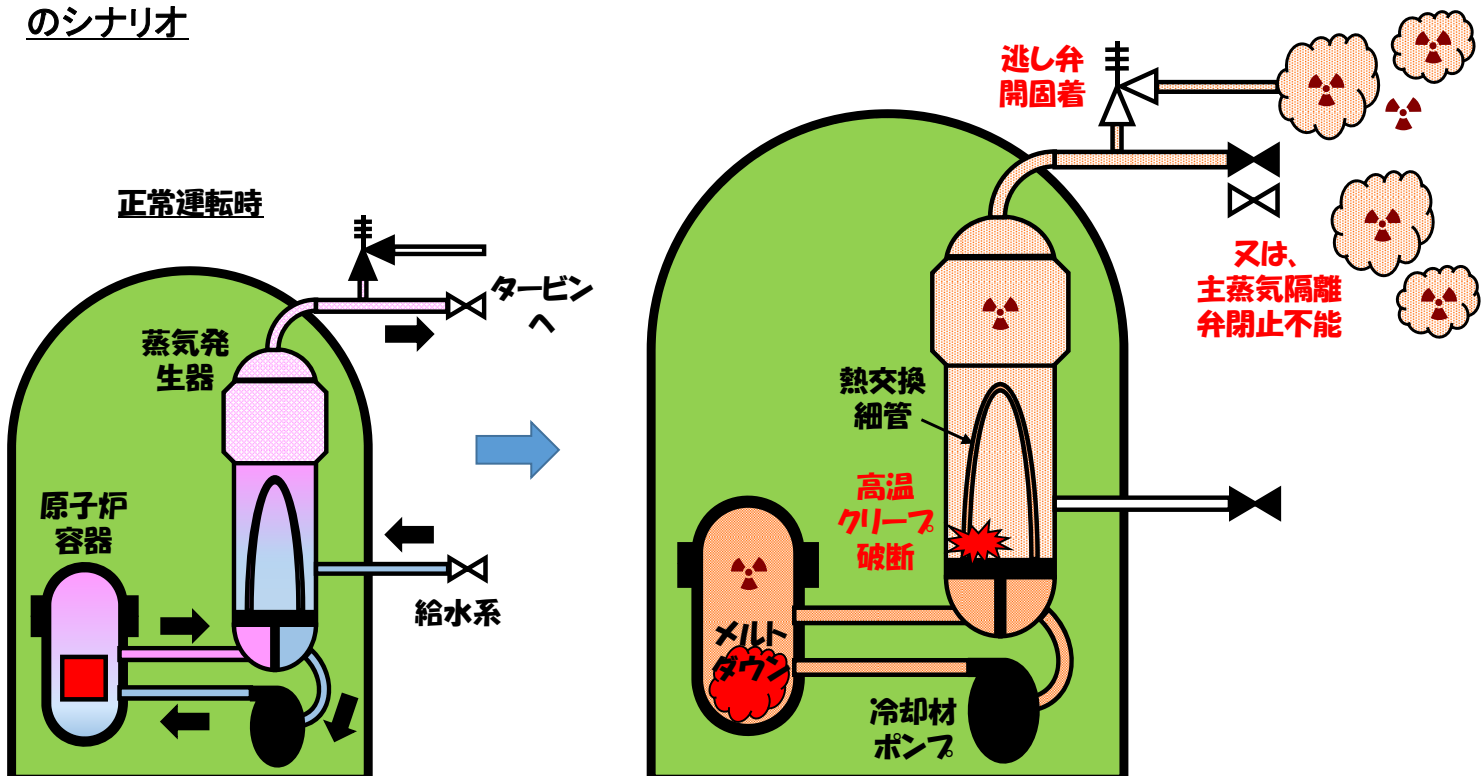
- 過酷事故対応が奏功しない場合の評価をしていない。(米国では実施。)
- 直流電源の喪失、安全弁の開固着、主蒸気隔離弁の閉動作故障など、現実
に過去発生した事象の発生を考慮せず、そのことのもたらす過酷な事象(TI-
SGTRなど)について、事故進展解析を行っていない。(米国では実施。)
- 溶融炉心・コンクリート反応(MCCI)に対する評価と対策を行っていない。
MCCIへと進展した場合、大量の放射性粉塵が発生。(フランスでは実施。)
- 緊急時対策所の設備能力が不十分。
- 特定重大事故等対処施設(特重施設)の見通しが無い。各建屋から100m以
上の離隔の要件を満たす地点が、敷地内に確保で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

104

- 地震直後の状況把握をより早く安全に行うため、巡視によってではなく、追加設置するテレビカメラ(ドローンも含む)によって行えるようにすべき。
- LOCA + SBO の多様なケースと付帯事象、誘発事象に対する検討が浅い。
 - 現実には、直流電源喪失を含む膨大な併発事象が重複し得る。
 - SBO が時間遅れで発生する場合。
 - 大量の LOCA デブリが共存する場合。
- 海水注入の問題点の検討が浅い。
 - 淡水タンクの耐震性が低いため可能性あり。
 - 塩の析出による影響(閉塞、融点降下、化学変化)。
 - 汚染水処理問題が複雑化(福島事故)。
- 直接原子炉に注水可能な高圧ディーゼル・ポンプが必要。
- TI-SGTR対策として、主蒸気逃し安全弁からの排気をフィルター処理可能とする。同対策を実施しないのであれば、影響評価を行う。
- 高温の使用済燃料の保管に「市松模様配置」を適用すべき。
- TD-AFWP のブラック・スタート(ラン)訓練を追加すべき。

105

米国で評価されるTI-SGTR のシナリオ



106

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	-	○

107

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

108

ST-SBO + TI-SGTR が発生した場合の放射性物質の放出

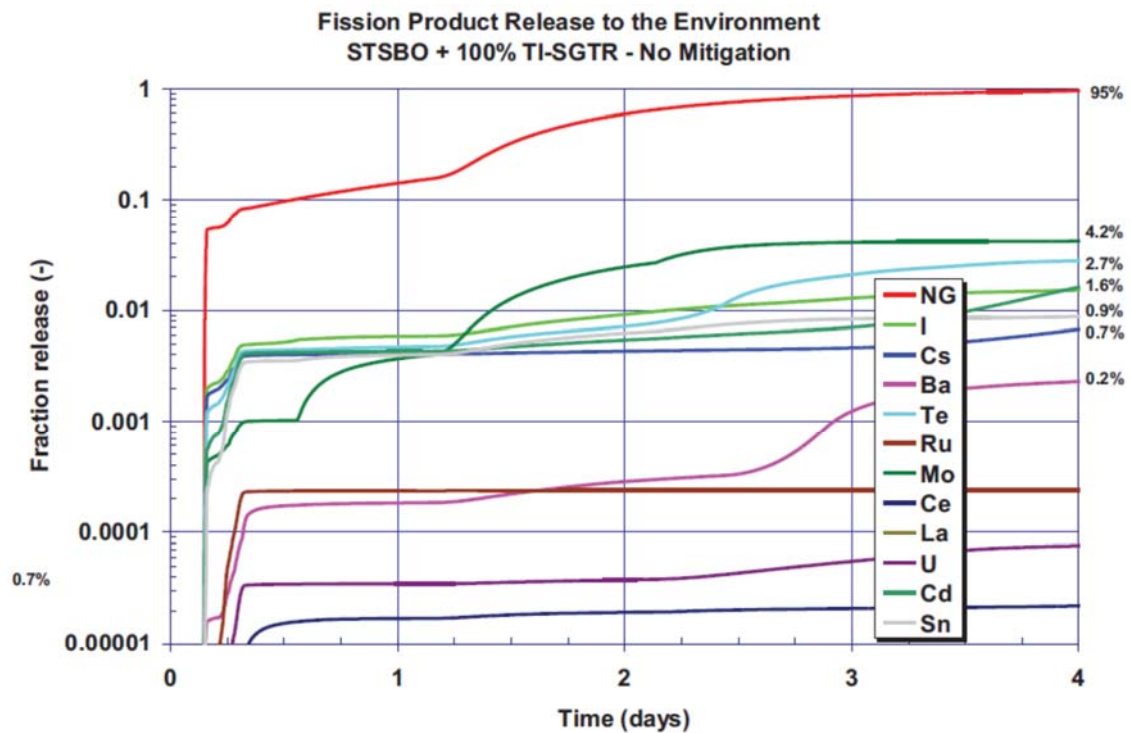


Figure 5-71 The unmitigated 100% TI-SGTR short-term station blackout environmental release history of all fission products

109

IS-LOCA が発生した場合の放射性物質の放出

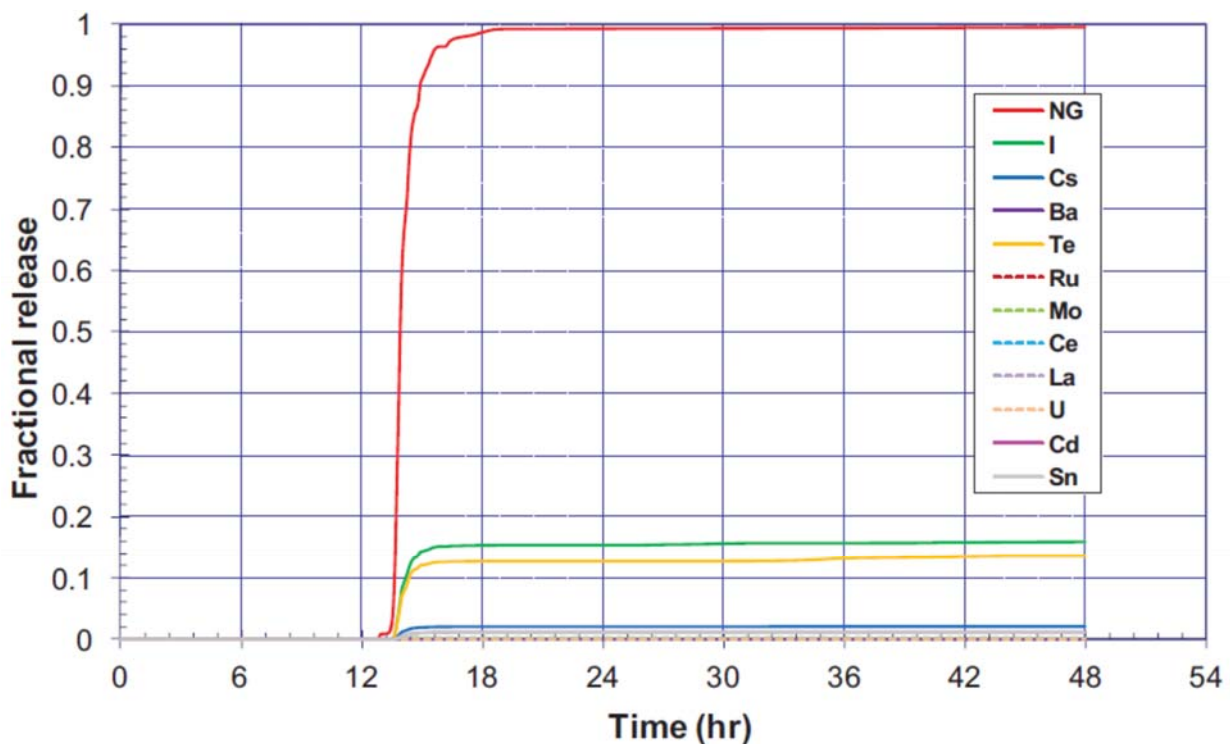
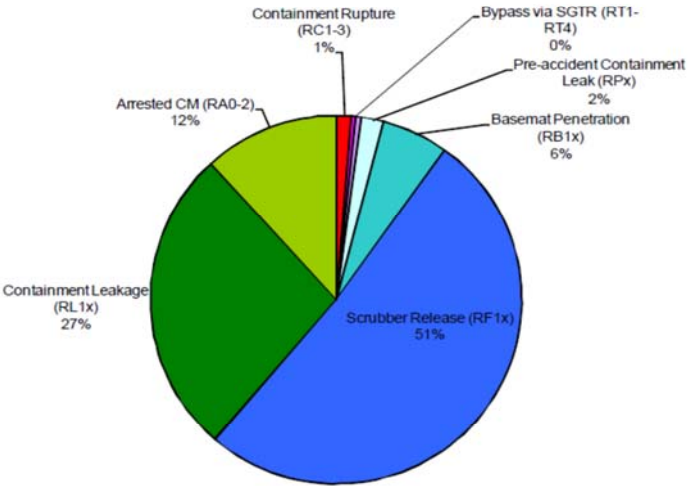
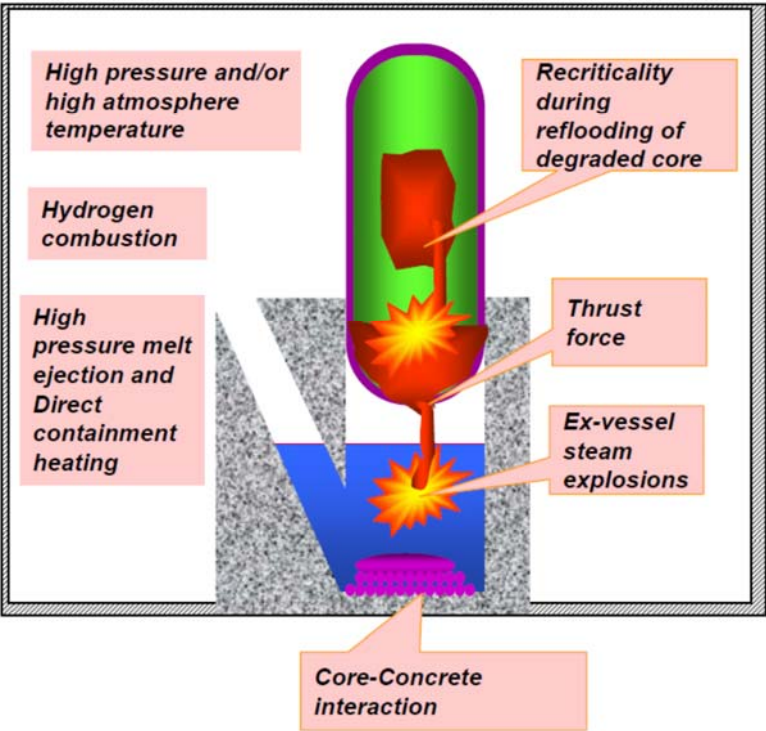


Figure 5-126 ISLOCA Fission Product Release to the Environment

110

Ringhals 原子力発電所2号機(スウェーデン)の格納容器破損リスク

Severe Accident Containment Threats



what-if, what-if-not	影響	対策	伊方3号機
RCPシールの破損	RCPシールLOCA	高圧注水設備	×
加圧器逃し弁による一次系の減圧操作不能	原子炉圧力容器への低圧注水不可	主蒸気逃し弁の二次系減圧による一次系急速減圧	○
主蒸気逃し弁による二次系の減圧操作不能	一次系の急速減圧不可	高圧注水設備	×
一次系と二次系の減圧操作不能	原子炉圧力容器への低圧注水不可	加圧器逃し弁による一次系の減圧操作	○
逃し弁の開固着	LOCA(一次系)	一次系の急速減圧を担保せず高圧注水	×
既設格納容器スプレー(CSS)喪失	MCCI反応による可燃性ガス、エアロゾルの発生。格納容器圧力の上昇。	高圧注水設備	×
代替CSS喪失		炉心注水設備	△(低圧のみ)
可燃性ガスの爆発濃度形成	爆燃、爆轟	代替格納容器スプレー(淡水)	△(海水依存)
直流電源喪失の重複	TD-AFWPの遠隔起動、運転不能	フィルター・ベント	×
補助給水系の水源喪失	TD-AFWP運転不可	イグナイタ、触媒式再結合装置	○
格納容器再循環ユニットの喪失	格納容器の圧力上昇	TD-AFWPのブラック・スタート、ブラック・ラン	?
IS-LOCA	外部環境への放射性物質の直接放出(グランド・レベル・リリース)	別水源(淡水)の確保	△(海水依存)
TI-SGTR(主蒸気逃し弁開固着)		フィルター・ベント	×
可搬設備に依存した人的対応の失敗	多様	高圧注水を手段として含む原子炉圧力容器の冠水	×
		主蒸気逃し弁への排気管とフィルター・ベント追加	×
		多様	×
			(未評価)

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

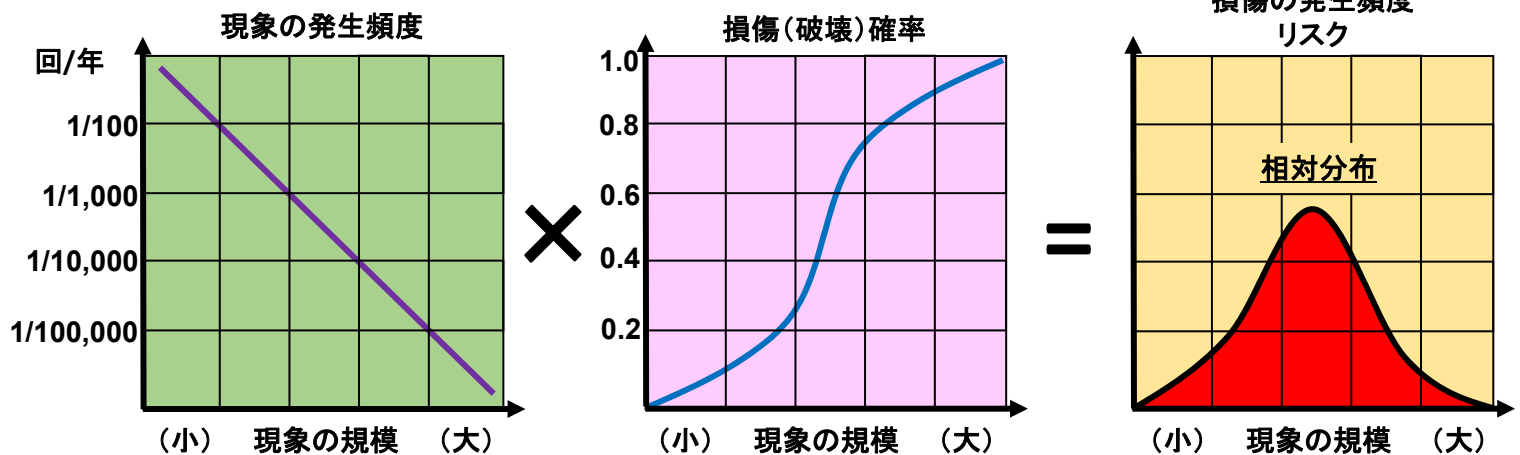
$$CDF = \Sigma [(\text{ある自然現象がある規模で発生する頻度}) \times (\text{炉心損傷確率})]$$

└: 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...

113

地震による CDF の求め方(概念)

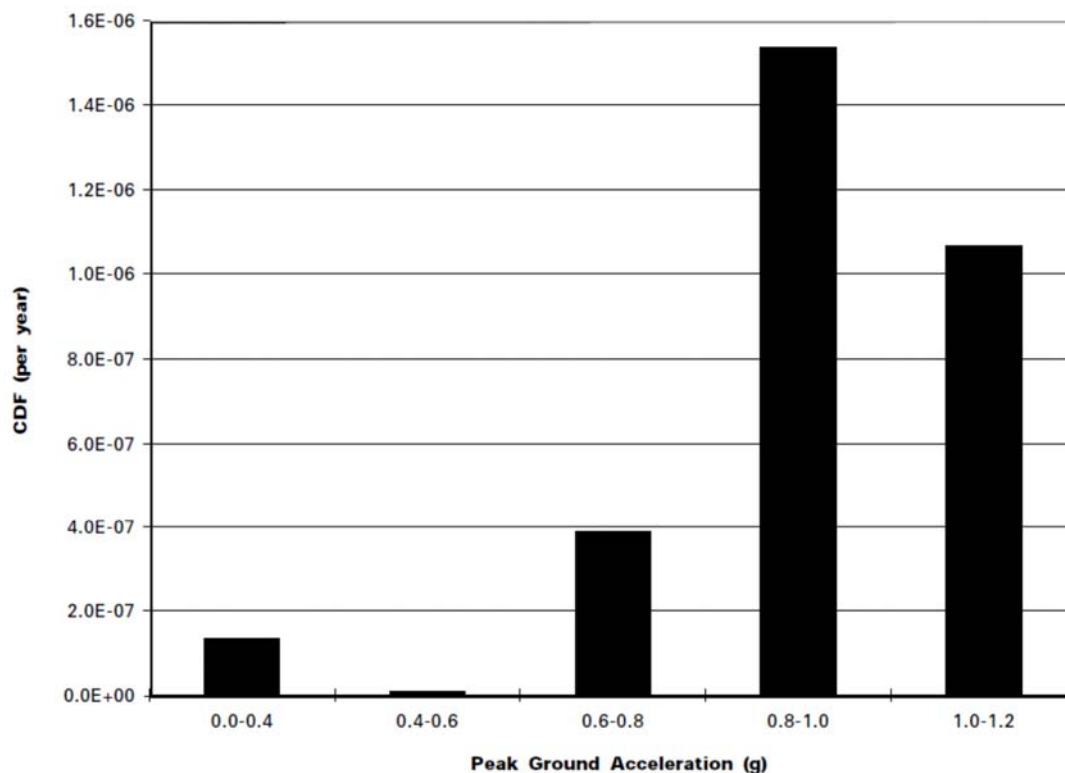


パクシュ原子力発電所(ハンガリー)の地震リスク(設計基準地震動=0.25g)

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

114

運転中における地震による全CDF (3.14×10^{-6} /炉年)の内訳
(龍門原子力発電所: 設計基準地震動 = 0.3g)



115

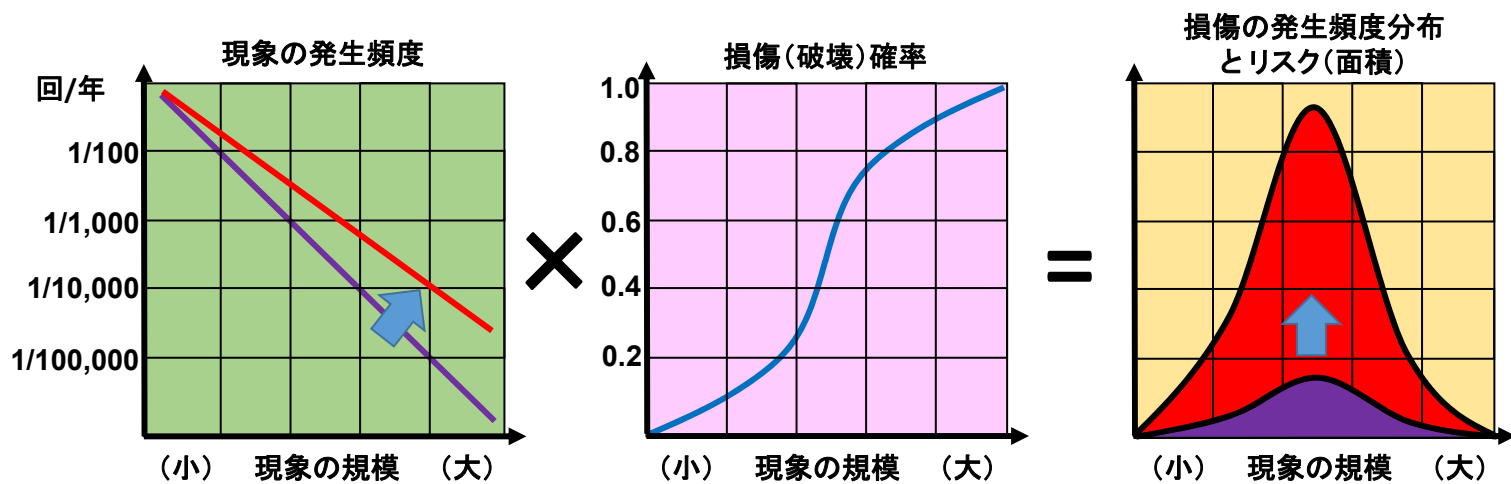
**同じような手法を、たとえば某原子力発電所の火山の噴火リスク
 の評価に適用した場合には、次表のようになるかもしれない。**

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	1×10^{-5}	8.3
5	5/10,000年	0.1	5×10^{-5}	41.7
6	2/10,000年	0.25	5×10^{-5}	41.7
7	1/100,000年	1	1×10^{-5}	8.3
合計			1.2×10^{-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。

116

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	1.90x10 ⁻⁷	2.20x10 ⁻⁵	116倍
Seabrook	1.20x10 ⁻⁵	1.30x10 ⁻⁴	10.8倍
Nine Mile Point 2	2.50x10 ⁻⁷	1.20x10 ⁻⁶	4.80倍
Cook	3.2x10 ⁻⁶	1.00x10 ⁻⁵	3.13倍
TMI-1	3.21x10 ⁻⁵	8.43x10 ⁻⁵	2.63倍
Salem	4.70x10 ⁻⁶	9.50x10 ⁻⁶	2.02倍
Indian Point 3	5.90x10 ⁻⁵	4.40x10 ⁻⁵	0.75倍
Haddam Neck	2.30x10 ⁻⁴	1.50x10 ⁻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。

公衆を不当なリスクに曝すことの重大性に関する認識の違い



米国では・・・

CCDP（ある事象の発生を与条件とした場合、それによって、炉心損傷事故が発生する確率）が 0.1% 以上の場合には、重大事象（Significant Event）と呼ばれ、「ニア・ミス」と報じられる。

- ・ 企業は膨大な罰金
- ・ 規制者に必要な情報が提出されていなかった場合には、犯罪性（隠蔽）が問われ、厳罰。

日本では・・・

- ・ 99.9% 安全であれば、社会通念上十分？

119



Home> NRC Library> Document Collections> Enforcement Documents> Significant Enforcement Actions> Individuals > IA-05-021

IA-05-0210 - 実名

April 21, 2005

IA-05-021

実名

[Home Address Deleted
Under 10 CFR 2.390(a)]

SUBJECT: ORDER PROHIBITING INVOLVEMENT IN NRC-LICENSED ACTIVITIES
(NRC SPECIAL INSPECTION REPORT NO. 50-346/2002-08(DRS))

Dear Mr. **実名**

The enclosed Order Prohibiting Involvement in U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) Licensed Activities (Order) is being issued because you engaged in deliberate misconduct as defined in 10 CFR 50.5, causing the FirstEnergy Nuclear Operating Company (FENOC) to be in violation of 10 CFR 50.9 at the Davis-Besse Nuclear Power Station. The incomplete and inaccurate information you deliberately provided concerned the description of the efforts and results associated with removal of boric acid deposits from the reactor pressure vessel head and was a significant contributing factor to FENOC's decision to return the reactor to power on May 18, 2000, with reactor coolant system leakage. Davis-Besse Station Technical Specification 3.4.6.2.a prohibits operation of the Davis-Besse Nuclear Power Station with any reactor coolant system pressure boundary leakage. The matter was investigated by the NRC's Office of Investigations (OI) and the results were documented in OI Report No. 3-2002-006. The OI investigation results were provided to the U.S. Department of Justice (DOJ) for its review.

120