本件発電所における安全確保対策について

令和元年７月１８日

日本原子力発電株式会社

【総論】

○当社は、昭和32年の設立から一貫して、原子力発電のパイオニアとして日本初の商業用原子力発電所を建設するなどして、国内外の最新知見を取り入れながら、電力の安定供給と安全確保との両面に、取り組んできた。

○本件発電所の安全確保の面では、その設計・建設に当たり、放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう、事故防止対策を講じており、運転を開始してからも、維持管理を継続的に実施しながら、自然条件に係る最新の知見を踏まえるなどして、必要な対応を行っている。

○平成23年３月には、国内観測史上最大規模の東北地方太平洋沖地震による影響を受けたが、取組みの一環として講じていた津波対策工事により、安全に冷温停止できている。

○このような安全確保に不断に取り組むとの基本姿勢のもとで、現在においては、福島第一原子力発電所事故やこれを踏まえて策定された新たな規制基準をも考慮し、更なる安全対策を講じるなどして、一層の安全機能の強化を行っている。

○本日は、20年間の運転期間の延長に係る対応を含めて、安全確保の取り組みを説明する。

目次

1　原子力発電の仕組みと本件発電所の概要
1－1　原子力発電の仕組み
1－2　本件発電所の概要

2　本件発電所における安全確保の考え方とこれまでの対応

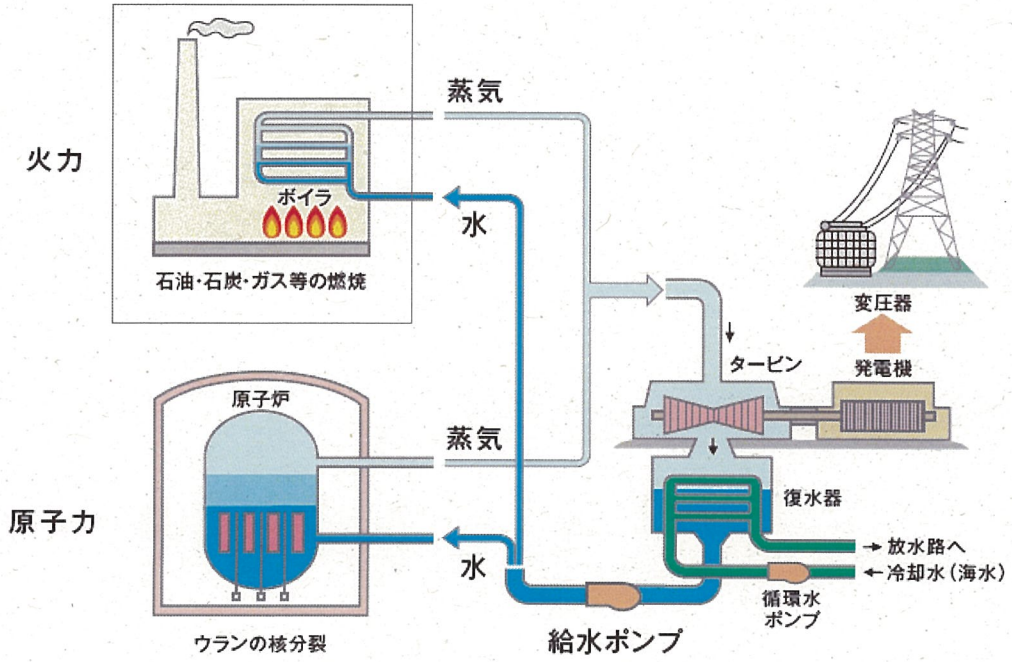
3　本件発電所における事故防止に係る安全確保対策

沸騰水型原子炉（BWR）の仕組み

○原子力発電の仕組みは、原理的には、火力発電のボイラーを原子炉に置き換えたものであり、蒸気の力によってタービンを回転させて電気を起こす点では火力発電と同じである。

○本件発電所の原子炉は、燃料集合体と制御棒から構成される炉心と、それを収める圧力容器から構成される。原子炉において、**核分裂反応**で発生するエネルギーを取り出し、そのエネルギーによって蒸気を発生させる。

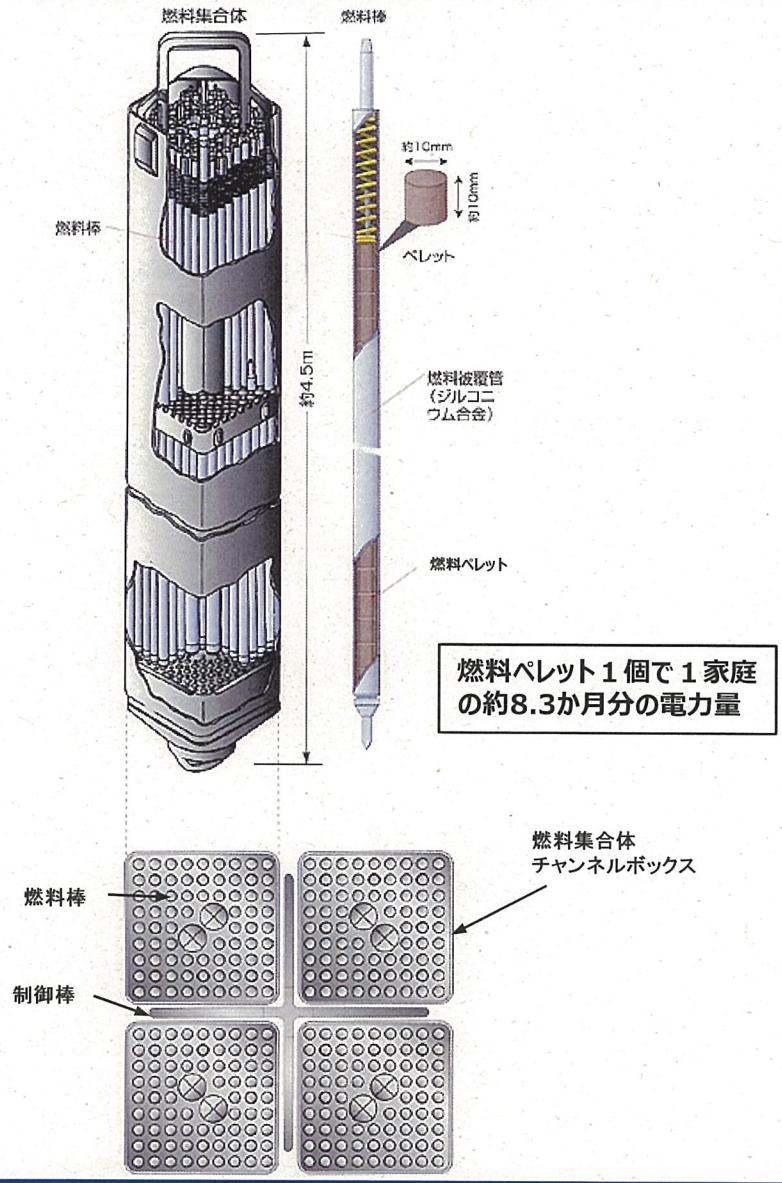
○本件発電所の原子炉は、沸騰水型原子炉（BWR：Boiling Water Reactor）に当たり、原子炉の中で冷却水を沸騰させ、発生した蒸気を主蒸気管を通じてタービンに送って発電し、タービンを回転させた蒸気は復水器において海水で冷却されて水となり、この水が給水管を通じて原子炉に戻される。



燃料ペレット・燃料棒・燃料集合体

本件発電所では、原子炉におけるウランの核分裂反応を利用して、発電を行う。

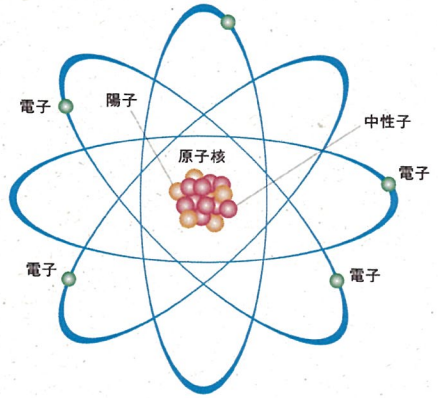
○燃料ペレットは、ウランと酸素との化合物である二酸化ウランの粉末を直径、長さとも約10ｍｍの円柱状に焼き固めたものである。
○燃料棒は、燃料ペレットを燃料被覆管と呼ばれる長さ約４ｍのジルカロイ製のさやの中に密封したものである。
○燃料集合体は、数十本の燃料棒を９行９列の正方格子状に配列したものを採用しており、ジルカロイ製のチャンネル・ボックスに収納している。



燃料ペレット１個で１家庭の約8.3か月分の電力量

原子の構造

○天然に存在する物質は、すべて原子からできている。
○原子は、原子核と、その周りを回るマイナスの電荷を持つ電子から構成されている。
○原子核は、プラスの電荷を持つ陽子と、電気的に中立な中性子から構成されており、電子の数と陽子の数は同じである。
○原子には 陽子の数に合わせて原子番号がつけられている。例えば、ヘリウムの原子核には、陽子が２個あり、原子番号は２である。



周期	族 1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
1	1 H 1.008																	2 He 4.003
2	3 Li 6.941	4 Be 9.012											5 B 10.81	6 C 12.01	7 N 14.01	8 O 16.00	9 F 19.00	10 Ne 20.18
3	11 Na 22.99	12 Mg 24.31											13 Al 26.98	14 Si 28.09	15 P 30.97	16 S 32.07	17 Cl 35.45	18 Ar 39.95
4	19 K 39.1	20 Ca 40.08	21 Sc 44.96	22 Ti 47.88	23 V 50.94	24 Cr 52	25 Mn 54.94	26 Fe 55.85	27 Co 58.93	28 Ni 58.69	29 Cu 63.55	30 Zn 65.39	31 Ga 69.72	32 Ge 72.61	33 As 74.92	34 Se 78.95	35 Br 79.9	36 Kr 83.8
5	37 Rb 85.47	38 Sr 87.62	39 Y 88.91	40 Zr 91.22	41 Nb 92.91	42 Mo 95.94	43 Tc (99)※	44 Ru 101.1	45 Rh 102.9	46 Pd 106.4	47 Ag 107.9	48 Cd 112.4	49 In 114.8	50 Sn 118.7	51 Sb 121.8	52 Te 127.6	53 I 126.9	54 Xe 131.3
6	55 Cs 132.9	56 Ba 137.3	57-71 ﾗﾝﾀﾉｲﾄﾞ	72 Hf 178.5	73 Ta 180.9	74 W 183.8	75 Re 186.2	76 Os 190.2	77 Ir 192.2	78 Pt 195.1	79 Au 197.0	80 Hg 200.6	81 Tl 204.4	82 Pb 207.2	83 Bi 209.0	84 Po (210)	85 At (210)	86 Rn (222)
7	87 Fr (223)	88 Ra (226)	89-103 ｱｸﾁﾉｲﾄﾞ	104 Rf (261)	105 Db (262)	106 Sg (263)	107 Bh (264)	108 Hs (265)	109 Mt (268)	110 Ds (269)	111 Rg (272)	112 Cn (277)	113 Nh (278)					

57-71 ﾗﾝﾀﾉｲﾄﾞ	57 La 138.9	58 Ce 140.1	59 Pr 140.9	60 Nd 144.2	61 Pm (145)	62 Sm 150.4	63 Eu 152.0	64 Gd 157.3	65 Tb 158.9	66 Dy 162.5	67 Ho 164.9	68 Er 167.3	69 Tm 168.9	70 Yb 173.0	71 Lu 175.0
89-103 ｱｸﾁﾉｲﾄﾞ	89 Ac (227)	90 Th 232.0	91 Pa 231.0	92 U 238.0	93 Np (237)	94 Pu (239)	95 Am (243)	96 Cm (247)	97 Bk (247)	98 Cf (252)	99 Es (252)	100 Fm (257)	101 Md (256)	102 No (259)	103 Lr (260)

原子番号　元素記号
原子量

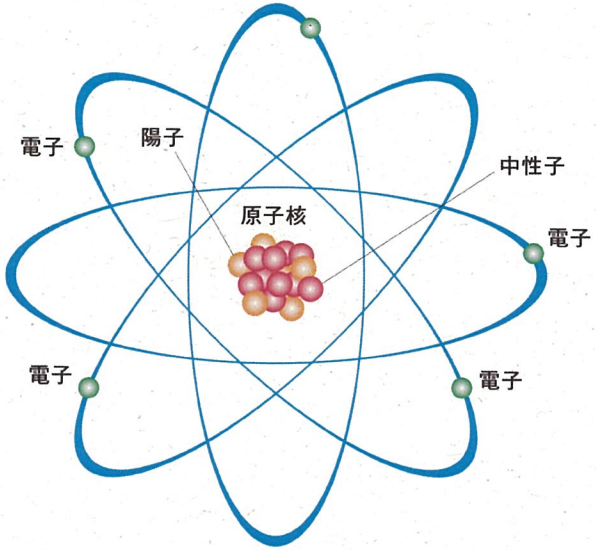
典型非金属元素
典型金属元素
遷移金属元素

（　）をつけた値は、その元素の代表的な放射性同位体の質量数である（IUPAC）

文部科学省　「一家に一枚周期表第6版」

ウランの性質①　－ウランの同位体

○ウランの原子番号は92であり、その原子核には陽子が92個ある。
○ウランには、中性子を142個持つもの、143個持つもの、146個持つものが存在する（同位体）。
○同位体を区別して呼ぶ場合、元素名の後に質量数（陽子と中性子との合計数）を付ける。ウランであれば、ウラン234、ウラン235、ウラン238と呼ぶ。



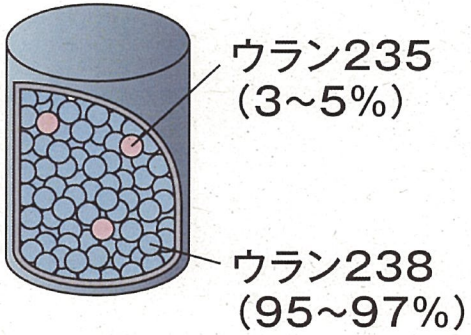
	陽子の数	中性子の数	陽子と中性子の数の和	自然界に存在する割合
ウラン234	92	142	234	0.0055%
ウラン235	92	143	235	0.7200%
ウラン238	92	146	238	99.2745%

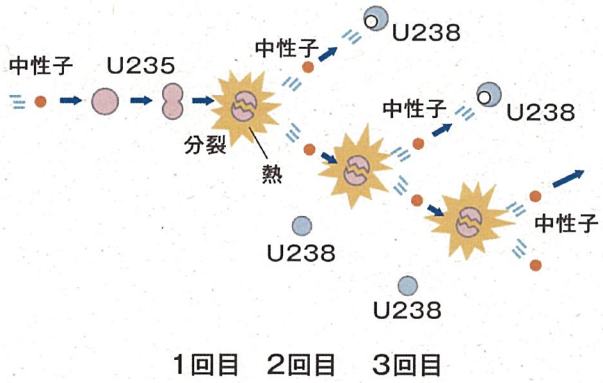
→ ${}^{235}_{92}\mathrm{U}$ と表記する。

ウランの性質②　－ウランにおける核分裂反応

○**核分裂**とは、原子核が2つ以上の原子核に分裂することをいう。
○ウラン235は核分裂を起こしやすいが、ウラン238はそうではない。
○天然ウランには核分裂するウラン235は0.7%しか含まれておらず、原子力発電ではウラン235の含有量を3～5%に高めたものを燃料として使う。
○ウラン235の原子核に中性子を当てると、核分裂が生じ、核分裂生成物と大量の熱とが発生する。また、核分裂が起こると同時に、新たに2～3個の中性子が発生し、この中性子をさらに別のウラン235に当てると、核分裂が起きてさらに2～3個の中性子が発生する。このような核分裂連鎖反応を持続させ、生じるエネルギーを熱エネルギーとして取り出し、発電に利用するのが原子力発電である。

ウラン235の割合が低く、中性子がウラン238に吸収される等の理由により核分裂が一定の規模で継続する





（参考）代表的な核分裂反応

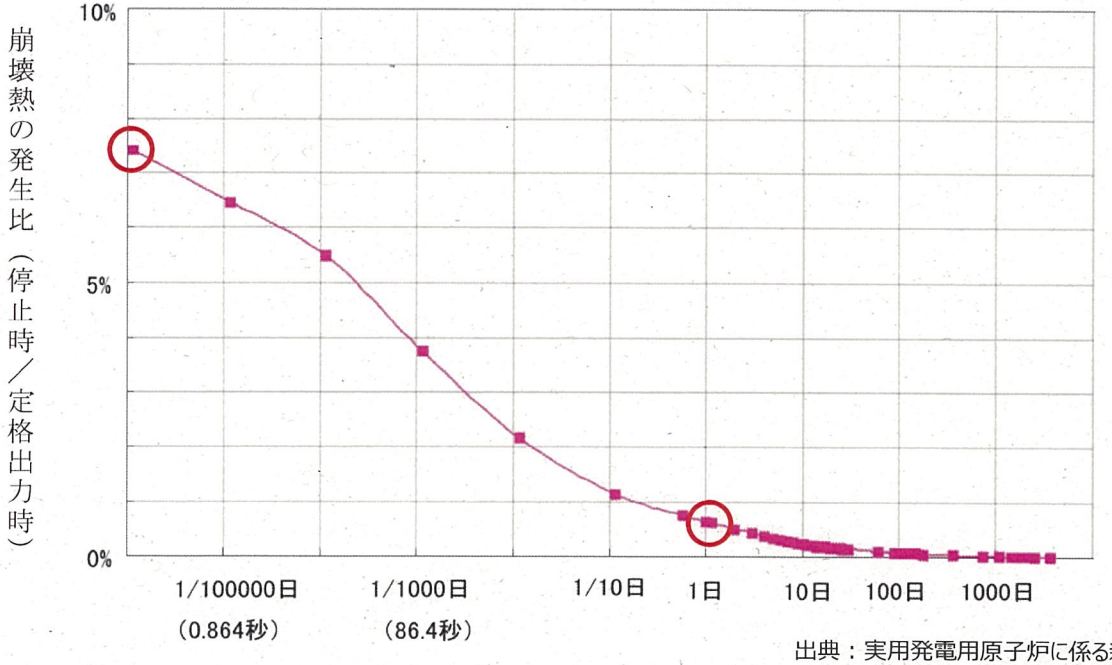
$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{95}_{39}Y + ^{139}_{53}I + 2\,^{1}_{0}n$$

n：中性子
Y：イットリウム
I：ヨウ素

ウランの性質③　－崩壊熱

○核分裂により生じた核分裂生成物は、アルファ線、ベータ線又はガンマ線等の放射線を出しながら別の原子核に変化していく（放射性崩壊）。その際に放出されるエネルギーが周辺の物質に吸収されて、最終的に熱になったものを、**崩壊熱**という。

○崩壊熱は、時間とともに減少する。例えば、ウラン燃料の場合、原子力発電所が発電をしている定格出力時に発生する熱と比べると、崩壊熱は原子炉の停止直後に約７％、24時間後に１％未満になる。



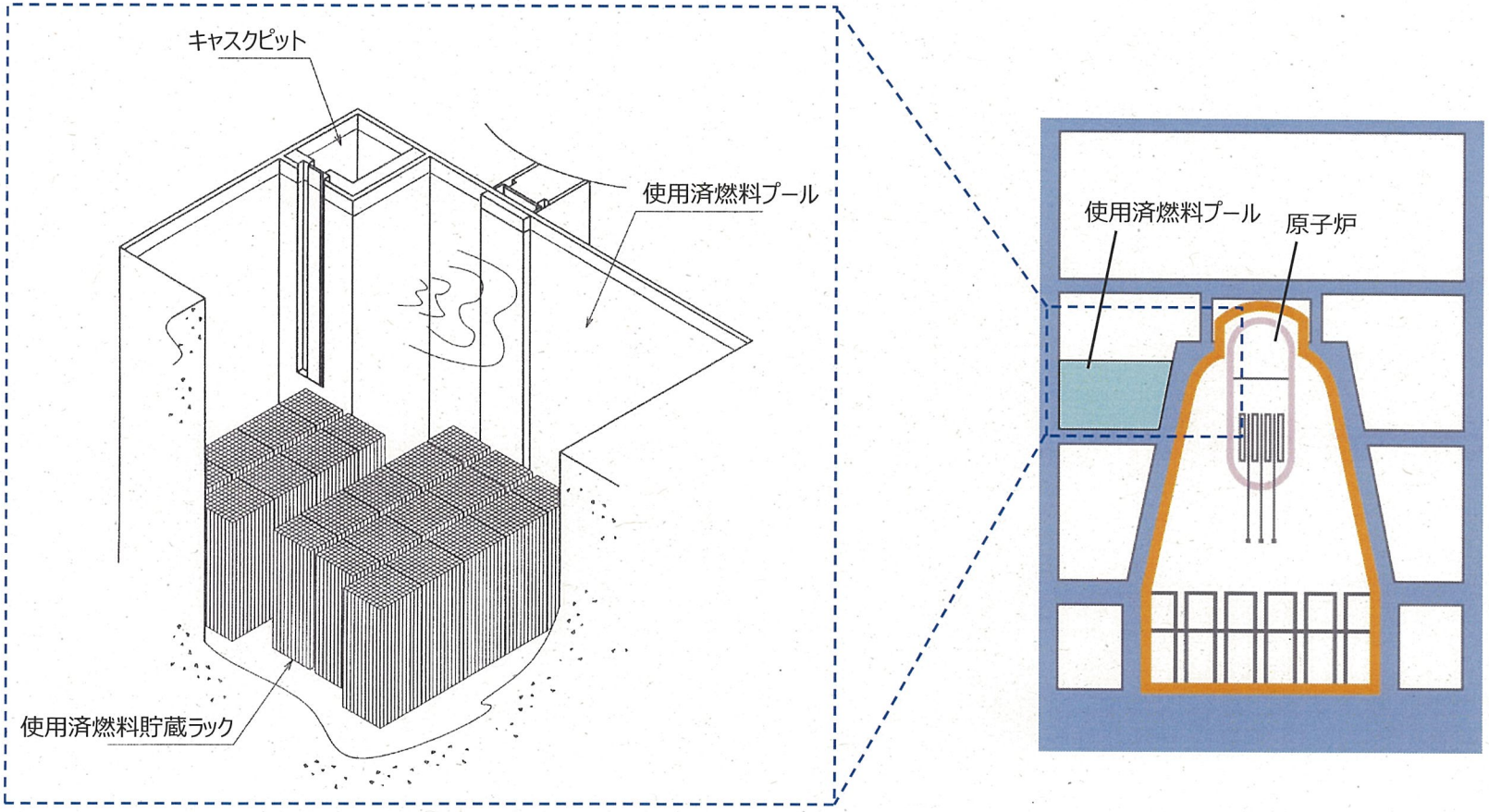
出典：実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について（197頁）（原子力規制委員会）（丙Bア第25号証）

ウラン燃料の崩壊熱の時間変化

（ウラン燃料の燃焼期間は 1000 日として作成）

【参考】使用済燃料プール

○本件発電所では、原子炉から取り出した使用済燃料及び新燃料を貯蔵する設備として、使用済燃料プールを設けている。使用済燃料プール水の漏えいを防止し、使用済燃料から発生する崩壊熱を除去できる構造としている。

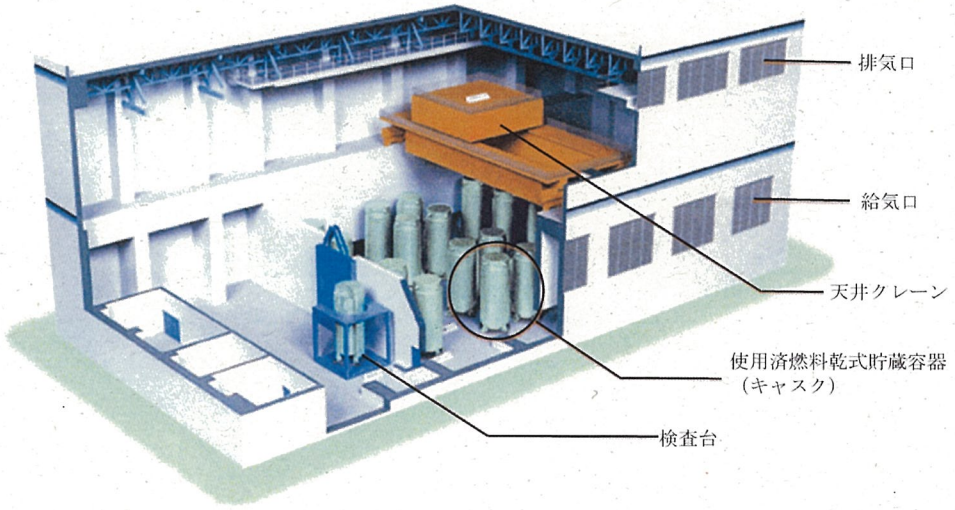


使用済燃料プール概要図

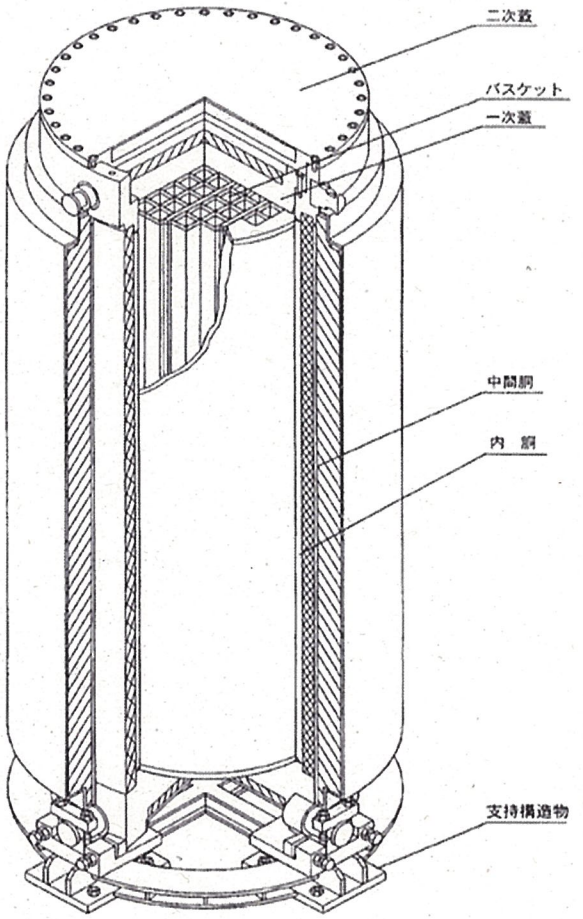
【参考】乾式貯蔵設備

○本件発電所では、使用済燃料について、原子炉建屋で貯蔵容器に装てんしてから乾式貯蔵建屋に運搬して、そこで貯蔵している。

○貯蔵容器に装てんされた使用済燃料から発生する崩壊熱は、伝導、ふく射により貯蔵容器の外表面に伝えられ、乾式貯蔵建屋内の空気の自然対流等により大気へ拡散される。



使用済燃料乾式貯蔵建屋



貯蔵容器（キャスク）

「止める」・「冷やす」・「閉じ込める」

閉じ込める

放射性物質を、燃料ペレット、燃料被覆管、圧力バウンダリ、格納容器及び原子炉建屋から成る多重の障壁の内に閉じ込める。

（原子炉を）止める

原子力発電は、原子炉における核分裂反応による熱エネルギーを利用するもの。

↓

原子炉を停止して核分裂反応を止める。

（炉心を）冷やす

原子炉停止後も発生する崩壊熱を、冷却水によって除去し、冷却する。

各機能を担う主要施設を次頁から説明する。

「止める」機能を有する施設①

原子炉の中では、ウランの核分裂によって生じた中性子が次から次に原子核に吸い込まれ、核分裂連鎖反応が生じる。

➢中性子の数を減らせば核分裂の連鎖が小さくなり、原子炉の出力制御を行うことができる。

➢更に中性子の数を減らせば、核分裂の連鎖自体が停止し、**原子炉は停止**する。

＋

中性子の吸収が容易に起こる物質を中性子吸収材という。

例えば、ホウ素（ボロン）などの元素は、**中性子吸収材**と呼ばれ、中性子の吸収が容易に起きる性質をもつ。

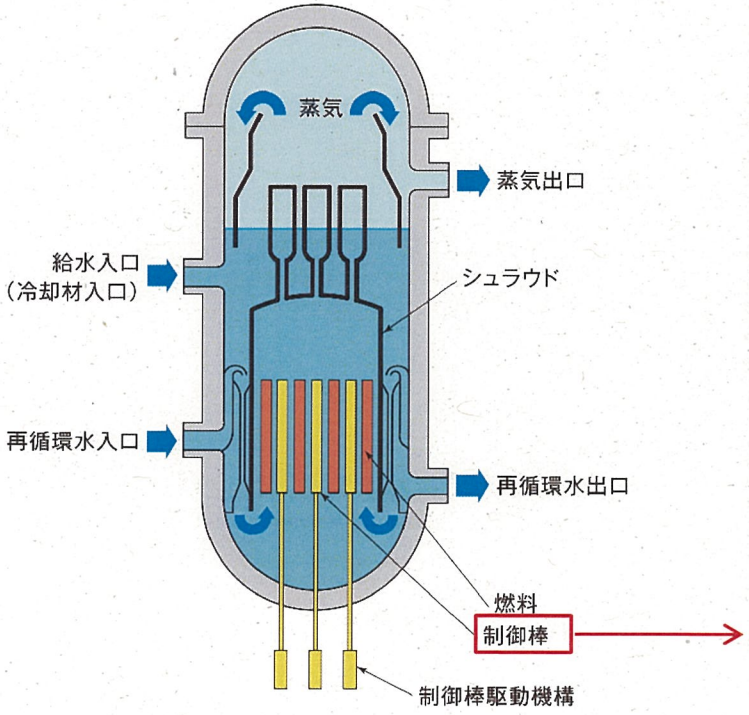
○本件発電所には、ボロン・カーバイド粉末を充填したステンレス鋼管を使う制御棒が設置されており、制御棒を炉心から出し入れすることによって核分裂を起こす中性子の数を調整し、原子炉の停止を含む原子炉の出力制御を行うことができる。

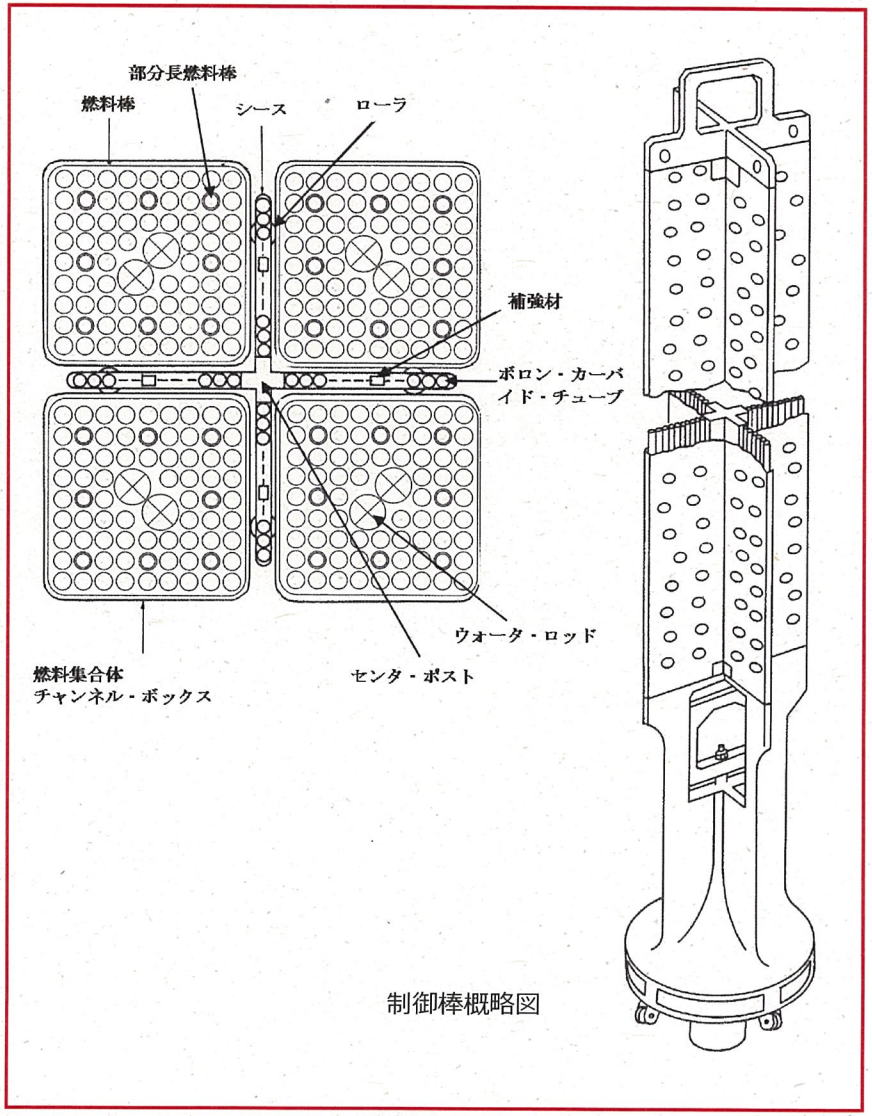
○制御棒は、４体の燃料集合体の中央に、炉心全体にわたって一様に、185本設置されている。

○各制御棒は、通常時は１本ずつ操作するが、原子炉の緊急停止が必要な場合には、原子炉緊急停止系が起動し、全制御棒が炉心内に急速に挿入される。

「止める」機能を有する施設②

【制御棒】





制御棒概略図

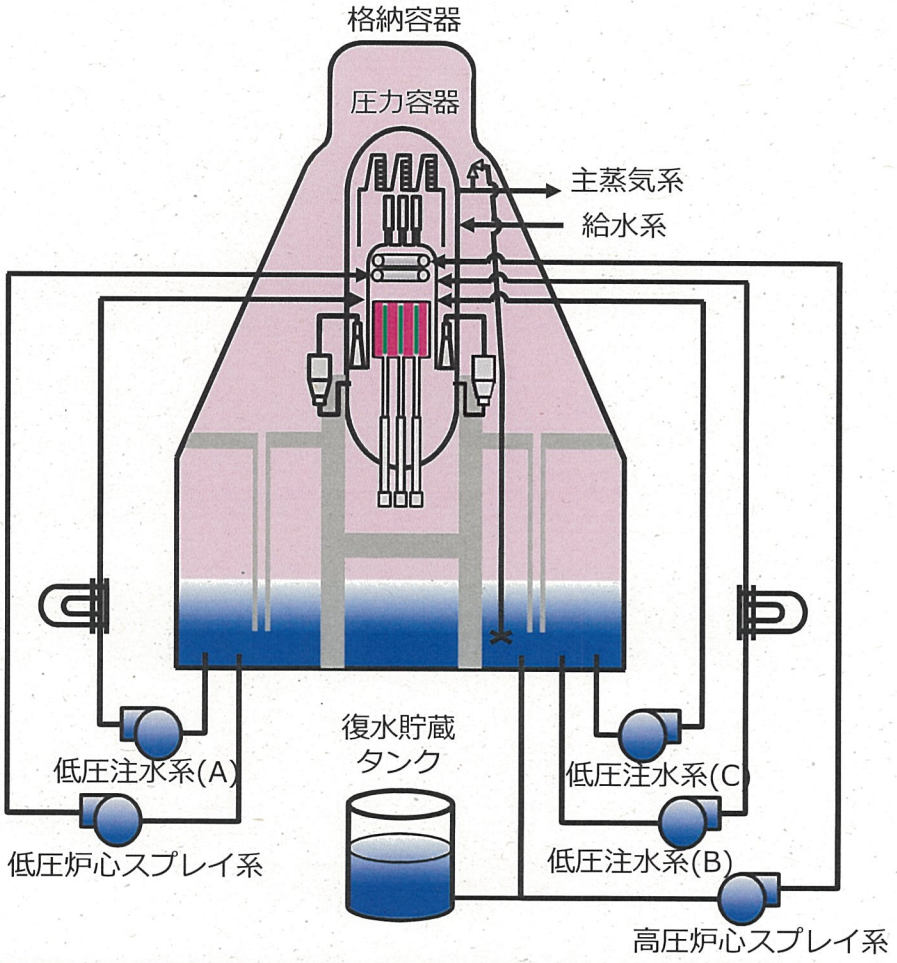
「冷やす」機能を有する施設

○炉心の崩壊熱は、冷却水によって「冷やす」。

○定期検査等の通常の原子炉の停止時においては、給水系等により炉心の崩壊熱を除去する。

○万一の事故時に備え、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系、低圧炉心スプレイ系といった非常用炉心冷却系を設けている。

（例）非常用炉心冷却系

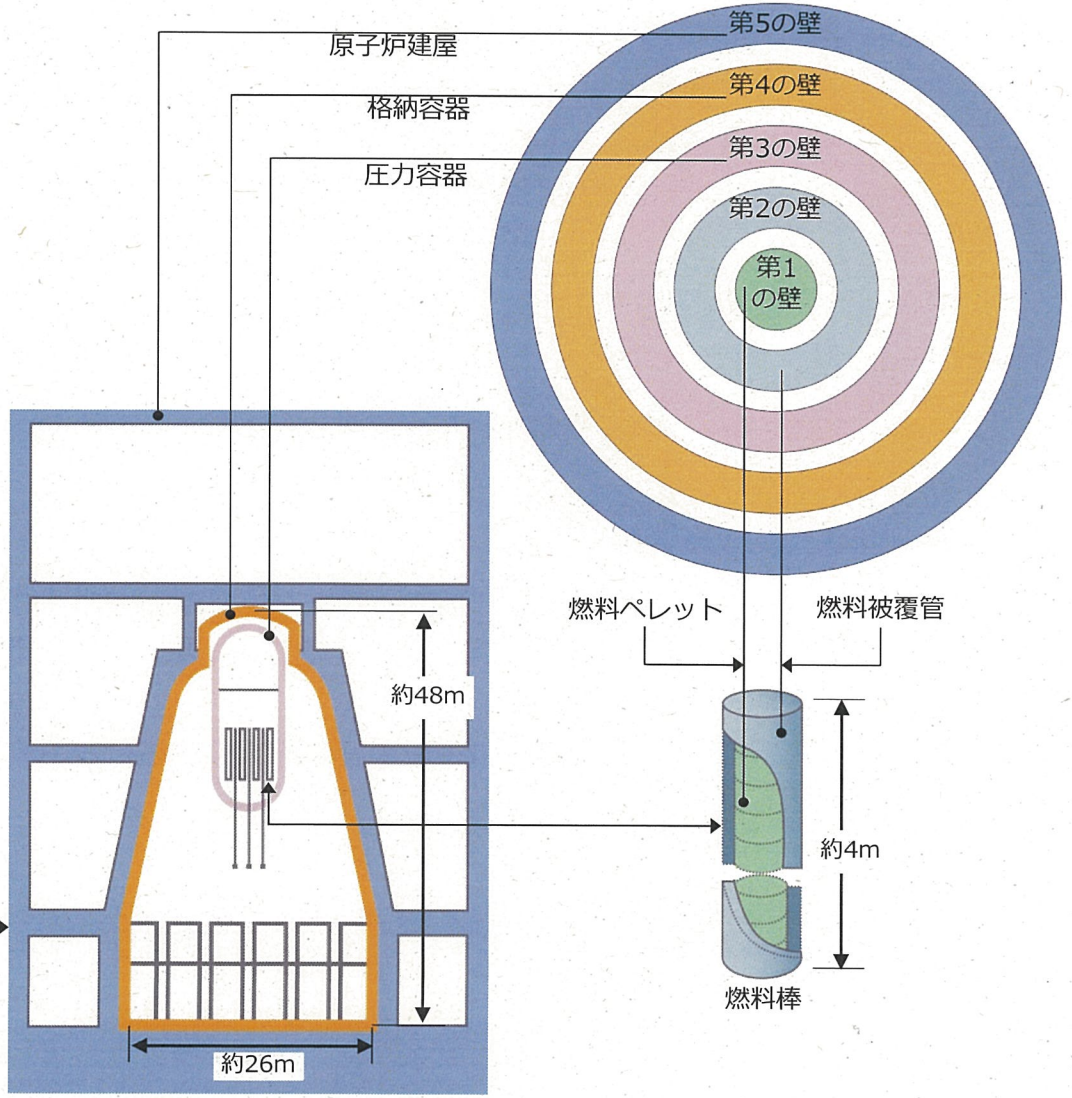


「閉じ込める」機能を有する施設　－五重の壁

○原子力発電所の安全確保には、ウランの核分裂反応により発生する放射性物質の有する危険性を顕在化させないことが必要である。

○多重の障壁により、放射性物質を発電所内に閉じ込める。

【第１の壁】 燃料ペレット
【第２の壁】 燃料被覆管
【第３の壁】 圧力容器※
※接続される配管・弁とともに、「圧力バウンダリ」を形成
【第４の壁】 格納容器
【第５の壁】 原子炉建屋

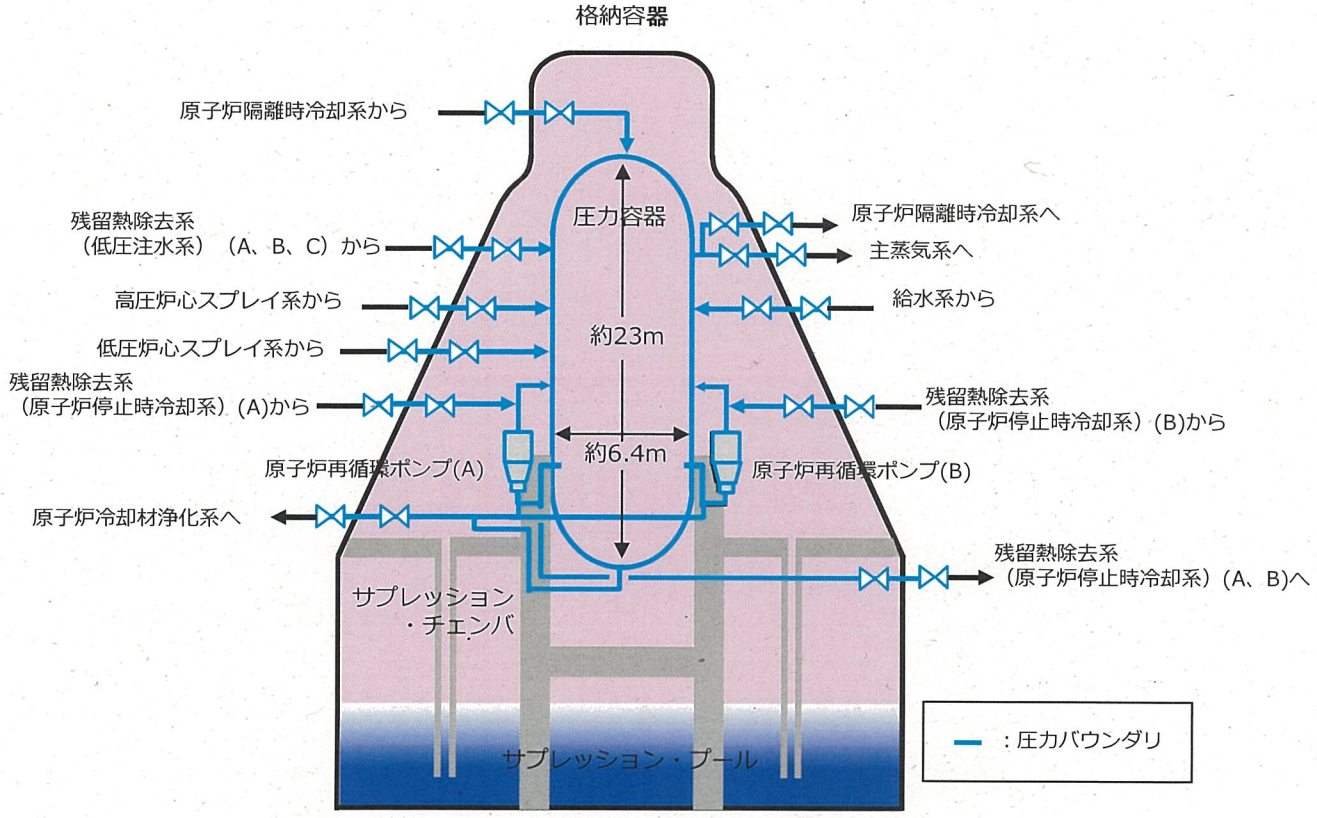


原子炉建屋：
縦×横　約 41m×約 44m
高さ　地上約 55m×地下約 12m

圧力バウンダリ

○圧力バウンダリとは、圧力容器と、圧力容器に接続されている配管のうち圧力容器との接続部分から格納容器の外側の隔離弁までの範囲を指す。

○原子炉の水位低下等の異常を検知したときには、隔離弁が自動的に閉止されて圧力バウンダリが隔離され、その内部に冷却材を閉じ込めて炉心の冷却機能を確保する。



目次

1　原子力発電の仕組みと本件発電所の概要

2　本件発電所における安全確保の考え方とこれまでの対応
　2－1　本件発電所における安全確保の考え方
　2－2　これまでの対応

3　本件発電所における事故防止に係る安全確保対策

２－１　本件発電所における安全確保の考え方

○本件発電所では、放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう、設計・建設・運転の各段階に応じて、必要な対応を講じてきている。

【設計段階】
○自然条件に十分に配慮した上で、平常運転時の被ばく低減対策や、事故防止対策を講じるなどして、放射性物質の閉じ込めに万全を期している。

【建設段階】
○本件発電所を設計どおりに建設した。

【運転段階】
○安全上重要な設備が所定の機能・性能を維持するよう継続的に維持管理を実施する。
○自然条件等を含め、最新の知見を踏まえた必要な対応を行う。

S47.12　原子炉設置許可



S48.4~S52.3 工事計画認可

S52.10　保安規定認可

東北地方太平洋沖地震の発生の際の様子を含む対応について、次頁以降において述べる。

２－２　これまでの対応

運転段階以降の主な対応①

H14.5	設計の際に考慮した範囲を超える事象に至っても設備を有効活用することにより適切な対応を可能とするよう、以下の内容を含むアクシデントマネジメントを講じた。 ①原子炉停止機能を向上させるべく、再循環ポンプをトリップさせる回路等を新設。 ②原子炉及び格納容器への注水機能を向上させるべく、復水補給水系と消火系とを接続する注水配管やペデスタルへの注水配管等を新設。 ③格納容器からの除熱機能を向上させるべく、耐圧強化ベントを新設。 ④安全機能のサポート機能を向上させるべく、高圧炉心スプレイ系に接続された非常用のディーゼル発電機の交流電源母線（480Ｖ）と直流電源予備充電器（125Ｖ）との接続ラインを新設。
H18.9	原子力安全委員会による耐震設計審査指針の改訂を受け、原子力安全・保安院は、被告等に、改訂された耐震設計審査指針に照らした耐震安全性評価を実施し、その結果を同院に報告するよう指示。 ➢配管支持構造物や主排気筒等の耐震設計上重要な施設の耐震裕度向上工事を実施。
H19.11	本件発電所の運転期間が29年を経過することを受け、国に対し、高経年化技術評価及び長期保全計画を取りまとめた報告書を提出。

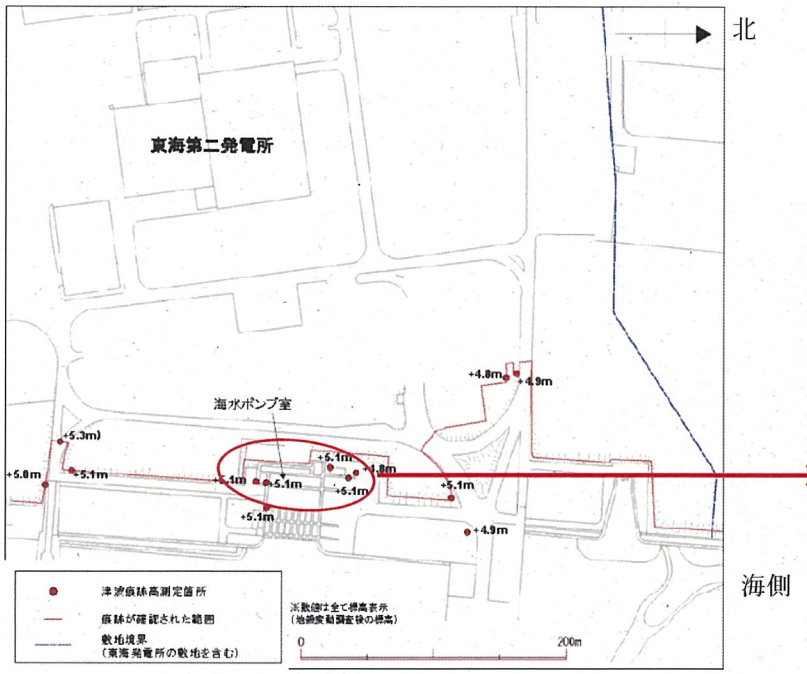
運転段階以降の主な対応②

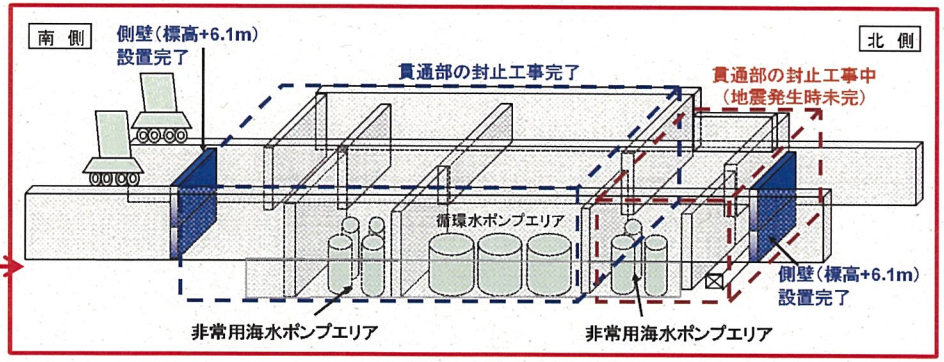
H20.12	茨城県による津波浸水想定（H19.10公表）を踏まえ、津波評価を実施。
H21.3	津波評価を踏まえて、海水ポンプ室に新たにT.P.6.11mの防護壁を設置。 H23.3.9に南側ポンプ室の止水工事完了。
H22夏	H19.7に発生した新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の状況から得られた知見を基に、敷地内に新たに緊急時対策室建屋（免震構造）を設置。この緊急時対策室建屋の電源は、本件発電所の非常用電源から供給されるほか、緊急時対策室建屋の屋上に設置したガスタービン発電機からも供給される。
H23.3	東北地方太平洋沖地震及びこれに伴う津波が発生。
H26.5	新たな規制基準への適合に向けた原子炉設置変更許可申請、工事計画認可申請、保安規定変更認可申請を実施。
H29.11	運転期間延長認可申請を実施。
H30.9	原子力規制委員会による原子炉設置変更許可を取得。
H30.10	原子力規制委員会による工事計画認可を取得。
H30.11	原子力規制委員会による運転期間延長認可を取得。

【解説】東北地方太平洋沖地震時における津波対策

○茨城県による津波浸水想定を踏まえた津波評価を受け、海水ポンプ室に新たな防護壁を設置する工事を施工していた。
○工事完了間近であった北側の海水ポンプ室には海水が流入し、非常用のディーゼル発電機を冷却するための海水ポンプモータ１台が水没した。他方、南側の海水ポンプ室については工事が完了しており、津波の浸入を防ぐことができ、非常用のディーゼル発電機２台の運転により原子炉等の冷却に必要な電源が確保できた。

【東海第二発電所敷地内の津波痕跡高及び痕跡が確認された範囲】





※ 現状は上記工事をすべて完了している。

目次

1　原子力発電の仕組みと本件発電所の概要

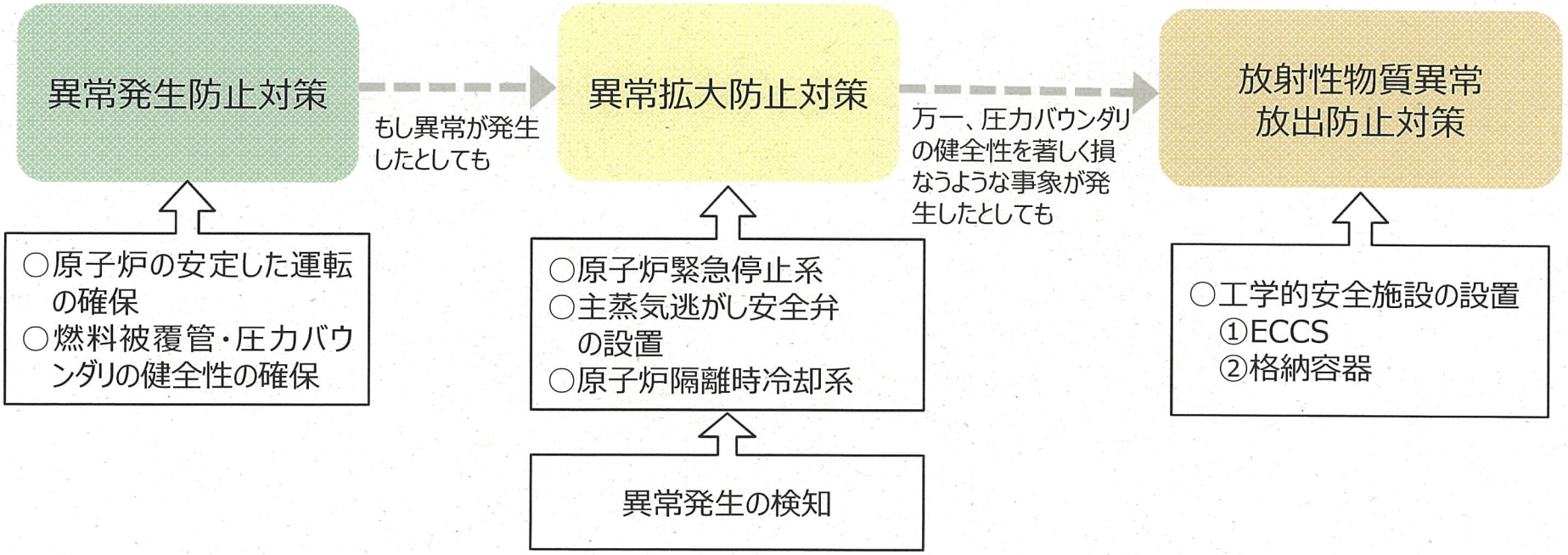
2　本件発電所における安全確保の考え方とこれまでの対応

3　本件発電所における事故防止に係る安全確保対策
　3－1　事故防止に係る安全確保対策の基礎概念
　3－2　異常発生防止対策
　3－3　異常拡大防止対策
　3－4　放射性物質異常放出防止対策
　3－5　事故防止に係る安全確保対策の強化
　3－6　運転期間延長を含む維持・管理

３－１　事故防止に係る安全確保対策の基礎概念

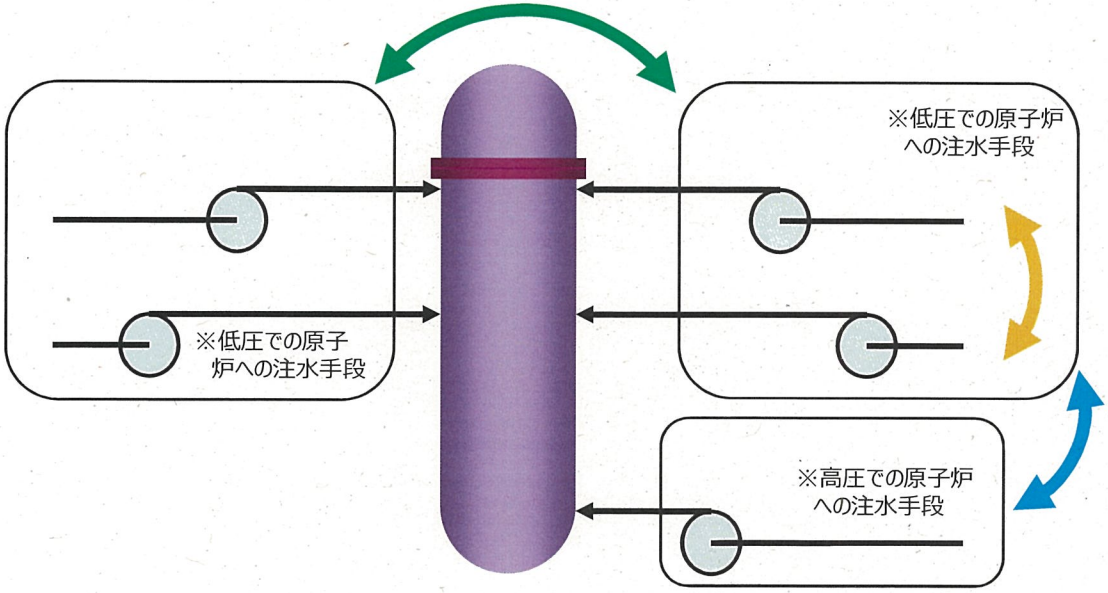
深層防護の考え方に基づく事故防止対策

○本件発電所では、五重の壁の維持により放射性物質の閉じ込めに万全を期し、放射性物質の有する危険性を顕在化させないよう、多段に亘る事故防止対策を講じている。
○この事故防止対策は、深層防護の考え方に基づくものであり、下図のとおり、容易にすべての層が突破されることはない。
○本件発電所では、新たな規制基準を踏まえて安全機能を一層強化するが、設計段階において講じた以下の事故防止対策が安全確保の要であることに変わりはない。



安全上重要な機能を有する設備の信頼性　－多重性・多様性・独立性－

事故防止対策において必要となる「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」といった機能を担う安全上重要な設備を設置するに当たっては、**多重性又は多様性及び独立性**を持たせることにより機能を同時に喪失しないように配慮するなどして信頼性を確保し、その機能が確実に達成されるよう設計している。



多重性・多様性・独立性の概念図

多重性

同一機能を有する同一の性質の系統等が2つ以上あること。

例：低圧注水系のA系とB系

多様性

同一機能を有する異なる性質の系統等が2つ以上あること。

例：原子炉高圧時に冷却する高圧炉心スプレイ系と、原子炉を減圧し低圧で冷却する自動減圧系及び低圧炉心スプレイ系

独立性

2つ以上の系統等が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通原因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないこと。

例：格納容器スプレイ系のA系とB系とは互いに分離して配置するとともに、異なる発電機から電源を供給する

３－２　異常発生防止対策

３－２　異常発生防止対策

○事故防止の観点からは、そもそも異常の発生自体を未然に防止することが極めて重要である。
そのため、
①　原子炉の運転を安定な状態に維持し
②　放射性物質を閉じ込める機能を有する燃料被覆管と圧力バウンダリの損傷を防止
している。

（参考）

「安全性の三つのレベルは、そのどれもが不可欠なものではあるが、私があえて順位をつければ、最も大事なものは第一のレベルであり、次に第二で最後が第三と言うことになる。…どうも安全対策というと、何となく話が派手な第三レベルあたりに関心が集中しがちである」
「多くの場合、第一のレベルの対策は、大事故の防止という意味では、目に見える効果が直ちに現れず、長期にわたる努力の蓄積が物を言うことになるのだが、その結果、異常や事故を防止できたとしても、それが当たり前のこととしか受け取られないことが多いからである」

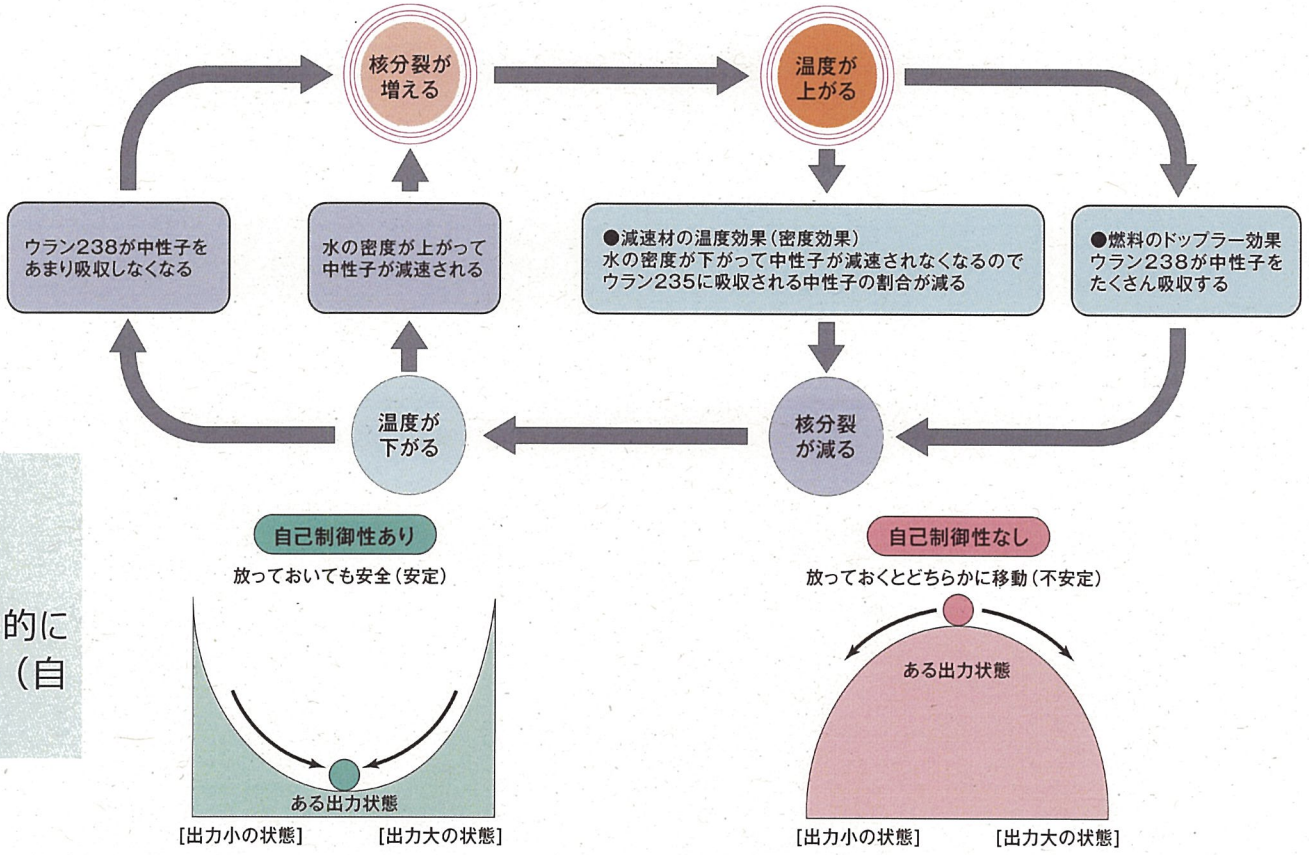
（佐藤一男著「改訂　原子力安全の論理」）

「例えば、異常事象といいますのは、原子炉から冷却水が漏れるとか、あるいは、放射能が格納容器の中に漏れるというような事象を考えていいと思いますけれども、それを原則的に防ぐために、十分高度の技術を適用しました基準なり規格によって設計いたしまして、それから、よい材料を使いまして、設計、製作には十分綿密な品質保証、品質管理を適用しまして、設計、製造が行われるわけですけれども、更に、使用前の検査がございます。それから運転中も安全上重要な機器なり、安全保護系というものは運転中にテストできるような方策をとっております。それから、更に定期的に原子炉を停めまして、計画されている供用期間中の検査を行いまして、これらのことによりまして、幾重もの対策をとって、異常状態の発生を防いでいるわけです」

（水戸地方裁判所・昭和48年（行ウ）第19号・内田秀雄証人調書（昭和54年３月８日））

固有の安全性

異常発生防止対策	①原子炉の安定した運転の維持 ・固有の安全性 ・原子炉出力等の安定制御 ・誤動作及び誤操作を防止するシステム	②放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保



本件発電所の原子炉は、
①ドップラー効果
②ボイド効果（密度効果）
により、常に核分裂反応が自動的に抑制されるという固有の安全性（自己制御性）を有する。

原子炉出力等の安定制御①

異常発生防止対策	①原子炉の安定した運転の維持 ・固有の安全性 ・原子炉出力等の安定制御 ・誤動作及び誤操作を防止するシステム	②放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保

○原子炉を安定して運転できるよう、原子炉出力制御系、原子炉圧力制御系及び原子炉給水制御系を設けている。

○これらは、中央制御室において操作できるようにしている。
➢複数の運転員が中央制御室に常駐し、本件発電所の運転状態を監視する。



原子炉出力等の安定制御②

異常発生防止対策	①原子炉の安定した運転の維持 ・固有の安全性 ・原子炉出力等の安定制御 ・誤動作及び誤操作を防止するシステム	②放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保

○異常の徴候を早期かつ確実に検知できるよう、様々な計測制御装置（検出器）を設置している。

検出したい状況の例		検出器
原子炉の異常徴候	原子炉出力の変化	核計装（中性子束計）
	原子炉水位の変化	原子炉水位計
	原子炉圧力の変化	原子炉圧力計
燃料被覆管の健全性	冷却材の放射線量の変化	主蒸気管モニタ
圧力バウンダリの健全性	格納容器内の冷却材量の変化	格納容器床ドレン流量計
		格納容器機器ドレン流量計
地震による揺れ	原子炉建屋の加速度	地震加速度計

誤動作及び誤操作を防止するシステム

異常発生防止対策	①原子炉の安定した運転の維持 ・固有の安全性 ・原子炉出力等の安定制御 ・誤動作及び誤操作を防止するシステム	②放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保

誤動作や誤操作により異常が発生することを防止するため、フェイルセーフシステムやインターロックシステムを採用している。

フェイルセーフシステム	装置の一部が故障した場合に、装置が自動的に安全側に働く仕組み。
インターロックシステム	あらかじめ定められた手順と異なる操作をした場合や条件が整っていない場合に、機器が作動しない、あるいは、それ以上操作を進めることができないようにするなどの安全確保の仕組み。

制御棒を例にとると…

- 制御電源が喪失した場合には自動的に炉心に挿入されるようにしている。
- 運転員が誤って引き抜こうとしても引き抜けないようにしている。

【解説】原子炉緊急停止系とフェイルセーフ

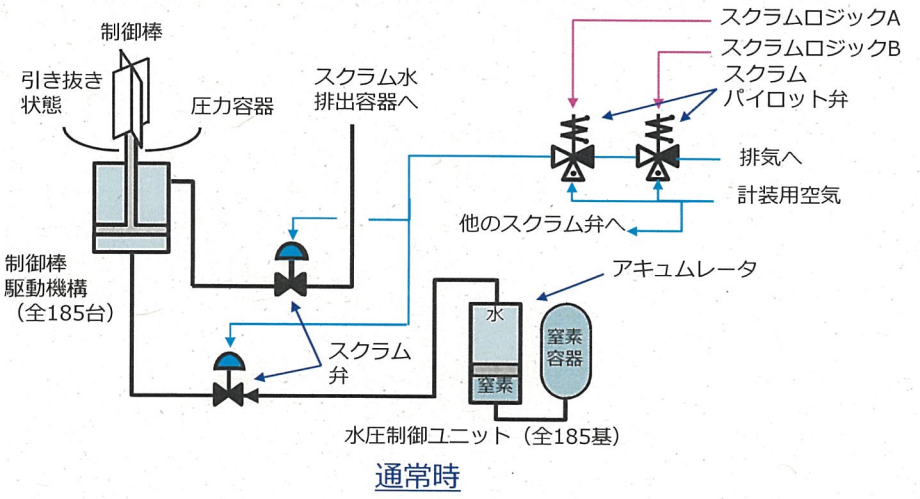
○原子炉緊急停止系は、制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットで構成している。水圧制御ユニットは、スクラム弁、アキュムレータなどで構成している。

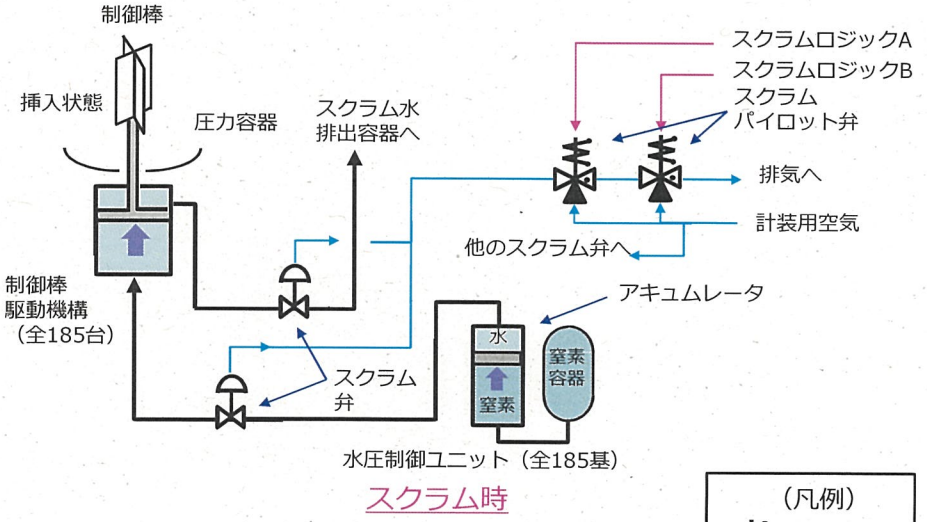
○通常時においては、スクラム弁に空気の圧力をかけることによりスクラム弁が閉じており、水圧制御ユニットは高圧状態を維持している。

○スクラム時においては、スクラム弁にかけられた空気の圧力を抜き、スクラム弁を開けることにより、水圧制御ユニットの高い圧力を制御棒駆動機構のピストンの下側に与えてピストンを押し上げ、制御棒を急速に炉心に挿入する。

○万一、スクラム弁に通じる空気配管が破断するなどの事態が生じても、スクラム弁にかけられた空気の圧力が下がり、スクラム弁が開となることから、制御棒が自動的に挿入される。

○この制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットは、同時に複数が故障したり、１つの機器の故障が他の機器に影響を及ぼしたりすることがないように、独立性を有するよう設計している。





燃料被覆管の健全性の確保

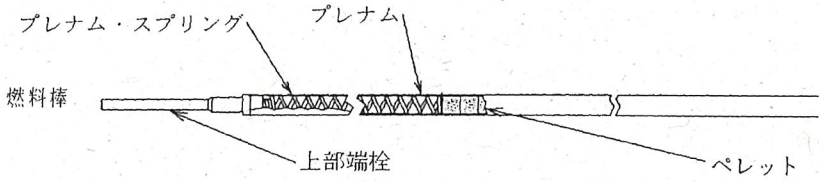
異常発生防止対策	①原子炉の安定した運転の維持 ・固有の安全性 ・原子炉出力等の安定制御 ・誤動作及び誤操作を防止するシステム	②放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保 ・燃料被覆管の健全性の確保 ・圧力バウンダリの健全性の確保

熱的影響

○燃料被覆管の温度は、平常運転時には周囲の冷却材の温度（約280℃）より多少高い程度で安定している。
○何らかの理由により冷却材による燃料被覆管の冷却が不足することとなっても、燃料被覆管に沸騰遷移を生じさせないように、最小限界出力比（MCPR）の許容限界値を1.07に定め、**許容限界値を上回る値を運転上の制限値**としている。
○実際の運転に際しては、**運転上の制限値から十分余裕のある値で運転**している。

機械的影響

○燃料棒の単位長さ当たりの出力（「線出力密度」）が上昇すると燃料ペレットが膨張し、燃料被覆管に歪みを生じさせるが、本件発電所では十分に余裕を持たせて線出力密度の運転上の制限値を定めている。
○燃料被覆管の材料として、内圧や外圧等に十分耐え得る強度を有するジルコニウム合金を使用するとともに、気体状の核分裂生成物の蓄積等によって内圧が過大とならないように、燃料被覆管の上部に十分な空間（プレナム）を設けている。



燃料棒拡大図

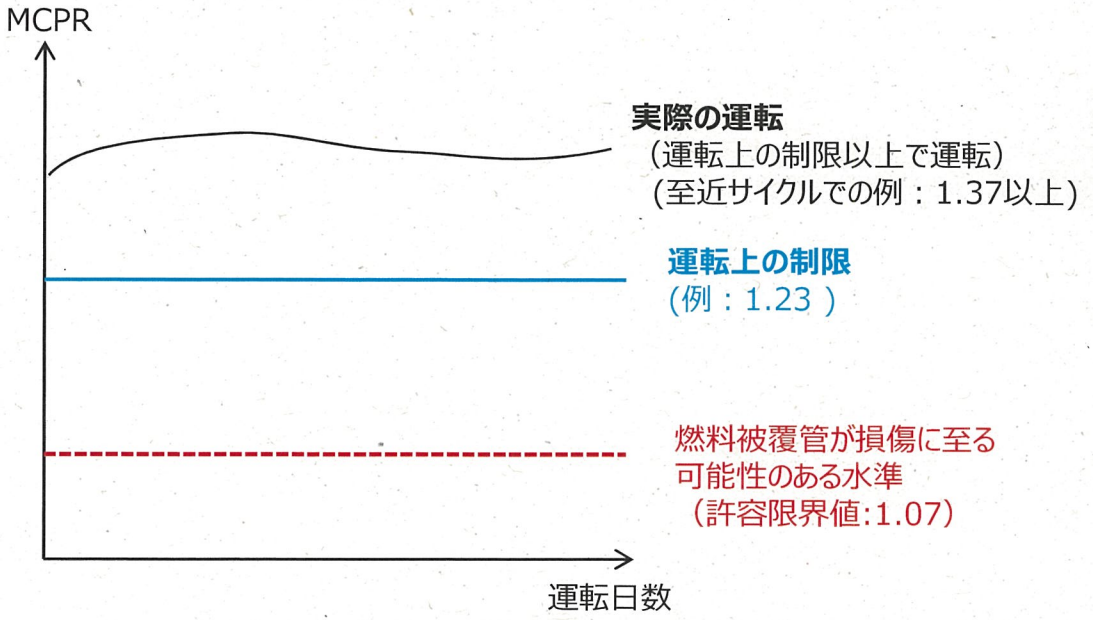
【解説】MCPR

○最小限界出力比（MCPR：Minimum Critical Power Ratio）とは、炉心に装荷されている全燃料集合体について、それぞれ計算した限界出力比のうち、最も小さい値をいう。
○限界出力比（CPR：Critical Power Ratio）とは、限界出力を実際の燃料集合体で発生している熱出力で除した値をいい、燃料の冷却の状態を示す指標である。

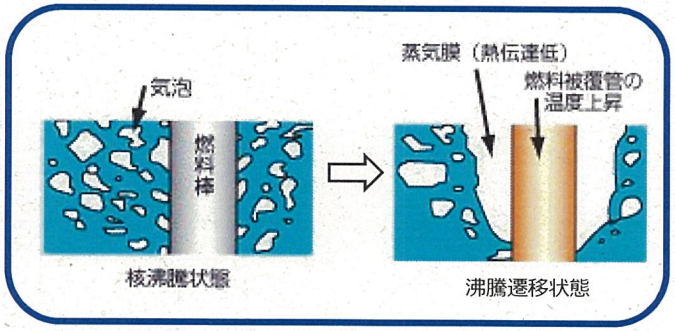
$$\text{限界出力比} = \frac{\text{限界出力}}{\text{実際の燃料集合体の熱出力}}$$

○限界出力とは、燃料集合体の出力を上昇させたときに、燃料被覆管表面で沸騰遷移を起こす出力をいう。

至近サイクルにおけるMCPRのイメージ



※　サイクル：定期検査後の原子炉起動から停止までの間の一連の運転期間を１サイクルとしている。



※核沸騰とは、発泡点を核として気泡が発生していく沸騰をいう。気泡の発生に伴う擾乱効果により熱伝達率が増大することから、熱伝達が最大となる。
※沸騰遷移とは、熱伝達の良い沸騰状態から悪い沸騰状態へと沸騰の様式が急に変化することをいう。原子炉内の燃料において、この変化が生ずると、燃料被覆管表面が蒸気に覆われた状態となり、被覆管の温度が急激に上昇し、焼損に至る場合がある。

3－2　異常発生防止対策

圧力バウンダリの健全性の確保

異常発生防止対策	①原子炉の安定した運転の維持 ・固有の安全性 ・原子炉出力等の安定制御 ・誤動作及び誤操作を防止するシステム	②放射性物質を閉じ込める機能を有する設備の健全性確保 ・燃料被覆管の健全性の確保 ・圧力バウンダリの健全性の確保

圧力に対する健全性

○本件発電所においては、原子炉圧力制御系により、圧力バウンダリ内の圧力がほぼ一定となり、安定した制御ができるよう設計している。
○圧力バウンダリは、運転圧力（約7MPa[gage]）よりも十分高い最高使用圧力（8.62MPa[gage]）に対しても損傷しないように設計している。

その他

○圧力容器の材料として、高い延性かつ靭性を有する低合金鋼を使用している。また、その性質を阻害しないよう不純物の含有量を十分低く抑えるとともに、焼入れ・焼戻しの熱処理を施している。
○中性子照射による圧力容器の脆化※1傾向を監視することにより、脆性遷移温度※2に十分余裕を持たせた冷却材温度制限値を運転上の制限値として定め、管理している。

※1：原子炉の核燃料から出てくる中性子によって、圧力容器の鋼材の強度が低下する現象。
※2：金属は中性子の照射を受けると脆性遷移温度が上昇するため、圧力容器の健全性の目安となる。

３－３　異常拡大防止対策

3－3　異常拡大防止対策

○異常発生防止対策にもかかわらず、運転中に何らかの異常が発生した場合、その異常の拡大を防止するため、異常の発生を早期にかつ確実に検知し、必要に応じて原子炉を停止するとともに、停止後の崩壊熱を除去することが必要となる。
○このため、本件発電所においては、何らかの異常が発生した場合、これを早期に検知し、原子炉を停止するといった措置を採ることができるように、異常拡大防止対策を講じている。

異常拡大防止対策	①異常の早期検知 ・計測制御装置等の設置	②原子炉の停止 ・原子炉緊急停止系、主蒸気逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系等の設置

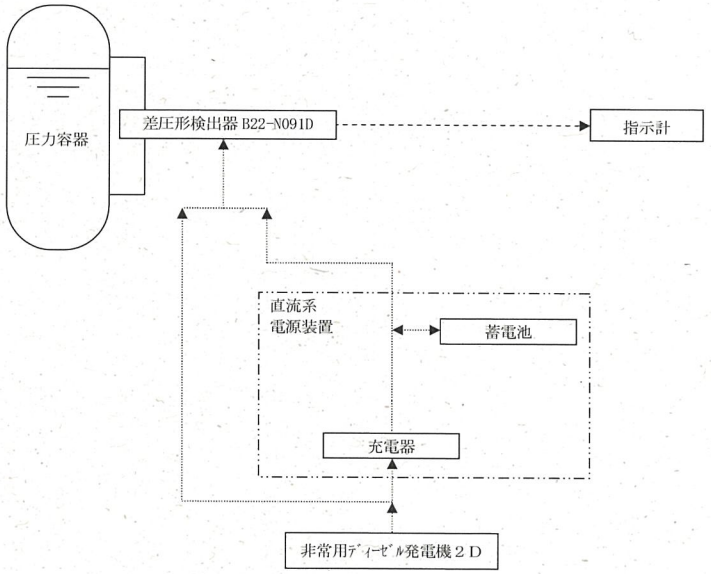
異常の早期検知

異常拡大防止対策	①異常の早期検知 ・計測制御装置等の設置	②原子炉の停止 ・原子炉緊急停止系、主蒸気逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系等の設置

○本件発電所には、何らかの異常が発生した場合、その異常の発生を早期にかつ確実に検知することができるように、計測制御装置を設置している。
- ➢原子炉の出力等の変化が示す異常の発生については、核計装及び原子炉プラントプロセス計装により、検知できる。
- ➢燃料被覆管からの核分裂生成物の漏えいについては、主蒸気管モニタなどで冷却材の放射線量を測定することにより検知できる。
- ➢圧力バウンダリからの冷却材の漏えいについては、漏えい検出系により、検知できる。

○これらの装置により異常を検知した場合、その程度に応じて警報を発する装置を中央制御室に設けている。中央制御室には24時間体制で運転員が常駐しており、原子炉の手動による停止や原子炉停止後も発生する崩壊熱を除去して炉心冷却を行う操作などの措置を採ることができる。

（例）原子炉水位（広帯域）の指示計



原子炉の停止

異常拡大防止対策	①異常の早期検知 ・計測制御装置等の設置	②原子炉の停止 ・原子炉緊急停止系、主蒸気逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系等の設置

○本件発電所においては、前頁のとおり、異常を早期に検知して異常の拡大を防止することができるようにしているが、これに加えて、原子炉を緊急に停止させる必要がある場合に備えて、運転員の操作を待たず自動作動する、

・原子炉を緊急に停止させる原子炉緊急停止系

・圧力バウンダリ内の圧力の異常上昇を防ぐ主蒸気逃がし安全弁

・高圧状態にある炉心を冷却する原子炉隔離時冷却系

等からなる設備を設置している。

＜原子炉緊急停止系の作動信号の例＞
・原子炉水位低
・原子炉圧力高
・ドライウェル圧力高
・中性子束高
・主蒸気隔離弁閉
・タービン主蒸気止め弁閉
・タービン蒸気加減弁急速閉
・地震加速度大　（次頁で説明）

【解説】地震動の感知による原子炉の緊急停止

○原子炉建屋内で大きな揺れ（例えば、基礎盤上端における水平動250ガル又は鉛直動120ガル以上）が感知された場合、原子炉緊急停止系により、すべての制御棒を自動的かつ速やかに炉心内に挿入する。
○地震動は、まずＰ波（※）が対象地点に到達して初期微動が始まり、その後にＳ波（※）が到来して主要動が始まる。

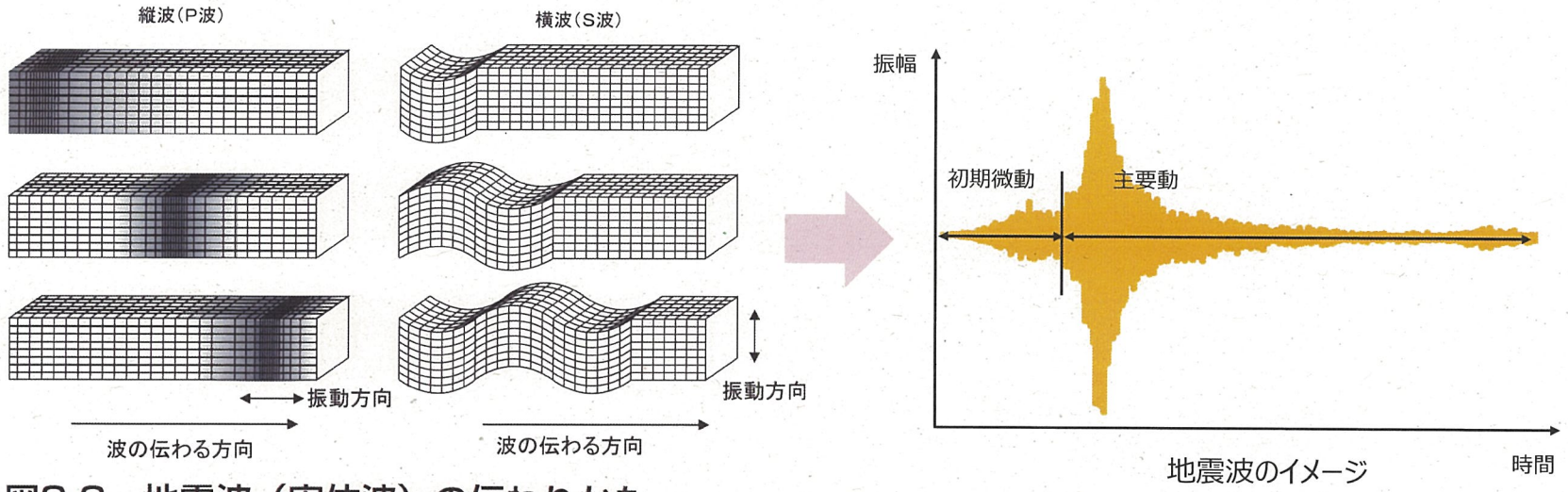


図2-2　地震波（実体波）の伝わりかた

※P波・S波

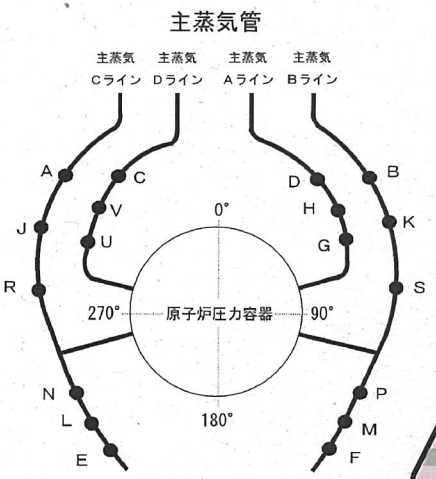
○P波とS波は、波の振動の方向から、それぞれ「縦波」、「横波」とも呼ばれる。P波はS波よりも進む速さが速いため、地震が発生すると、最初にP波により「ガタガタ」と小刻みに揺れた後で、S波により「ユサユサ」と大きく揺れる。

○なお、P波は英語のPrimary（初めの）の頭文字から名付けられ、初めに来る波という意味である。S波は同じく英語のSecondary（第2の）の頭文字から名付けられ、2番目に来る波という意味である。

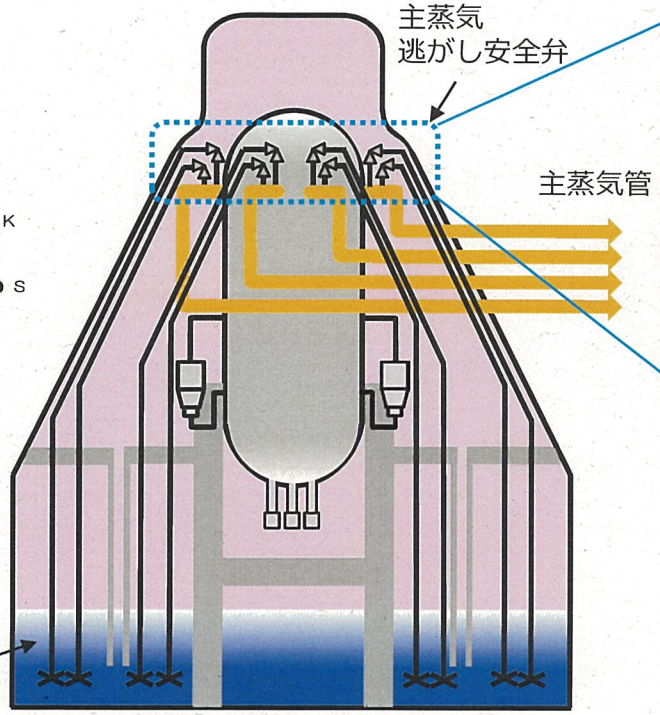
「地震がわかる！　Ｑ＆Ａ」（平成20年12月　文部科学省）12頁参照

主蒸気逃がし安全弁

○本件発電所には、原子炉の停止後も発生する崩壊熱により生ずる蒸気を放出できるよう、主蒸気管に、18個の主蒸気逃がし安全弁を設置している。
　➢主蒸気逃がし安全弁を通して、蒸気をサプレッション・チェンバのプール水中に放出し、原子炉の圧力上昇を抑制する。
○主蒸気逃がし安全弁には、窒素圧で加圧することにより弁を開放する逃がし弁機能（①）と、逃がし弁機能のバックアップとして、原子炉圧力の上昇に伴い、バネの力に打ち勝って弁を開放する安全弁機能（②）とを持たせている。
　➢ ①逃がし弁機能として駆動させる窒素は、格納容器外から供給され、各主蒸気逃がし安全弁に独立して、窒素蓄圧タンクを設置している。
　➢ ②安全弁機能の作動には電源等を必要としない。



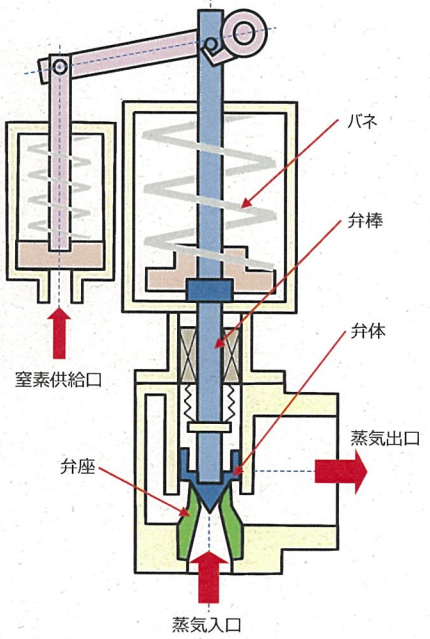
※ 主蒸気管に計18個の主蒸気逃がし安全弁（A～V）を配置



主蒸気逃がし安全弁配置図



主蒸気逃がし安全弁
外観

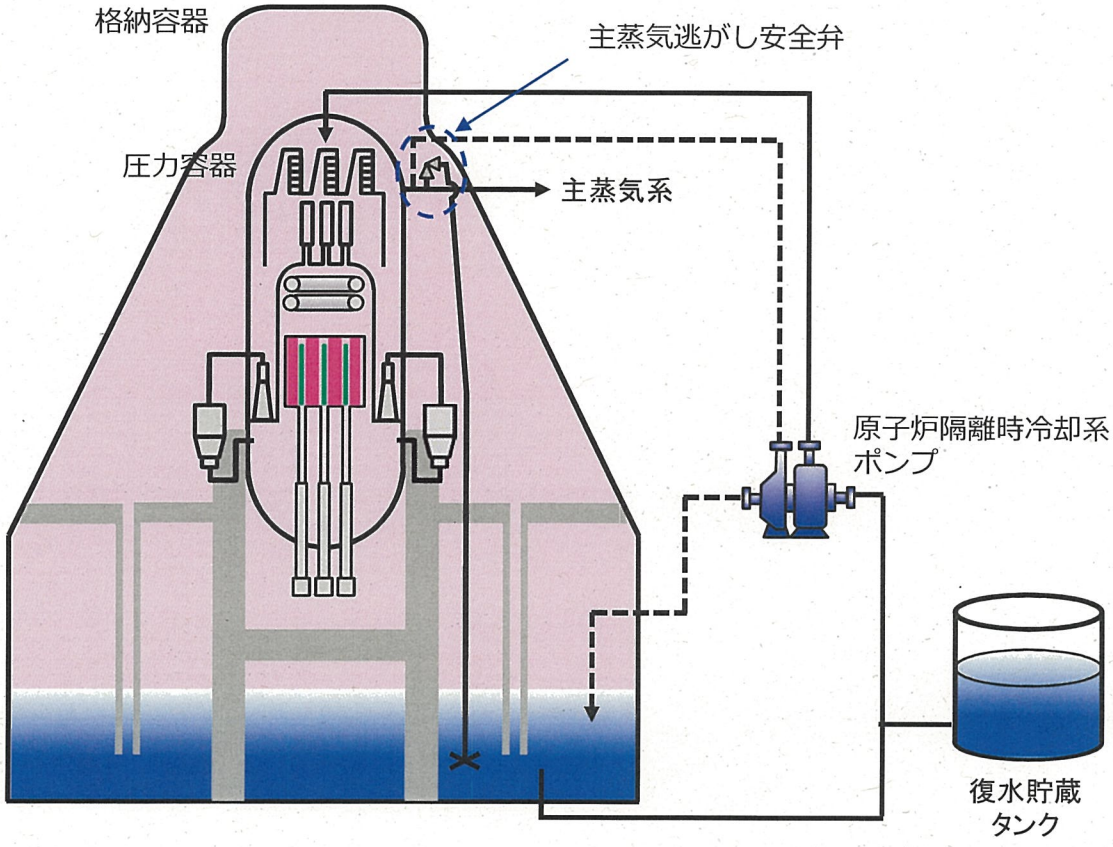


主蒸気逃がし安全弁
概略図

原子炉隔離時冷却系

○本件発電所では、主蒸気逃がし安全弁を通してサプレッション・チェンバのプール水中に放出された蒸気量以上の冷却材を補給できるよう、原子炉隔離時冷却系を設置している。

○原子炉隔離時冷却系は、そのポンプの作動に原子炉内の蒸気を用いるなどして、交流電源がなくとも原子炉へ高圧注水できる設計としている。



３－４　放射性物質異常放出防止対策

３－４　放射性物質異常放出防止対策

○仮に何らかの原因で異常が拡大した場合、「冷やす／閉じ込める」機能をもつ設備により、放射性物質の異常放出を防止する。

①「冷やす」機能をもつ非常用炉心冷却系（ECCS）

➢配管破断等により原子炉の冷却材喪失（LOCA）が生じた場合に、原子炉への注水により炉心の崩壊熱を除去し、燃料被覆管の破損を防止する。

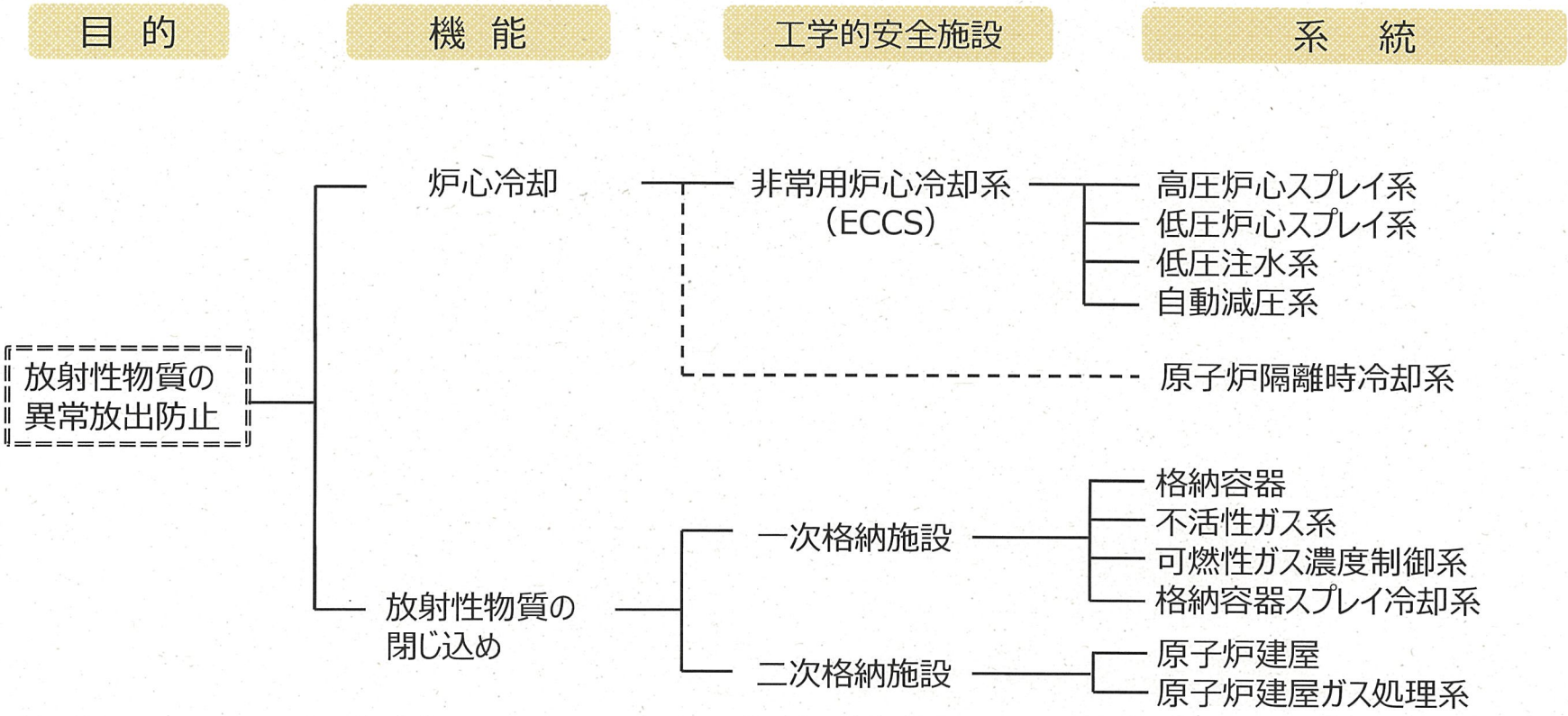
②「閉じ込める」機能をもつ原子炉格納施設

➢深層防護の観点から、圧力バウンダリから核分裂生成物が放出された場合でも環境への漏えい量を十分低い値に抑制するために原子炉格納施設を設置する。

➢格納容器内の雰囲気の冷却や可燃性ガスの蓄積抑制により、格納容器の破損を防止する原子炉格納施設を設置する。

※ECCS：Emergency Core Cooling System
LOCA：Loss of Coolant Accident

3－4　放射性物質異常放出防止対策



ECCS①

放射性物質異常放出防止対策	①ECCS	②格納容器等

○本件発電所には、ECCSとして、

①原子炉の圧力が高い状態のうちから炉心に注水し、炉心を冷却しつつ減圧する**高圧炉心スプレイ系**

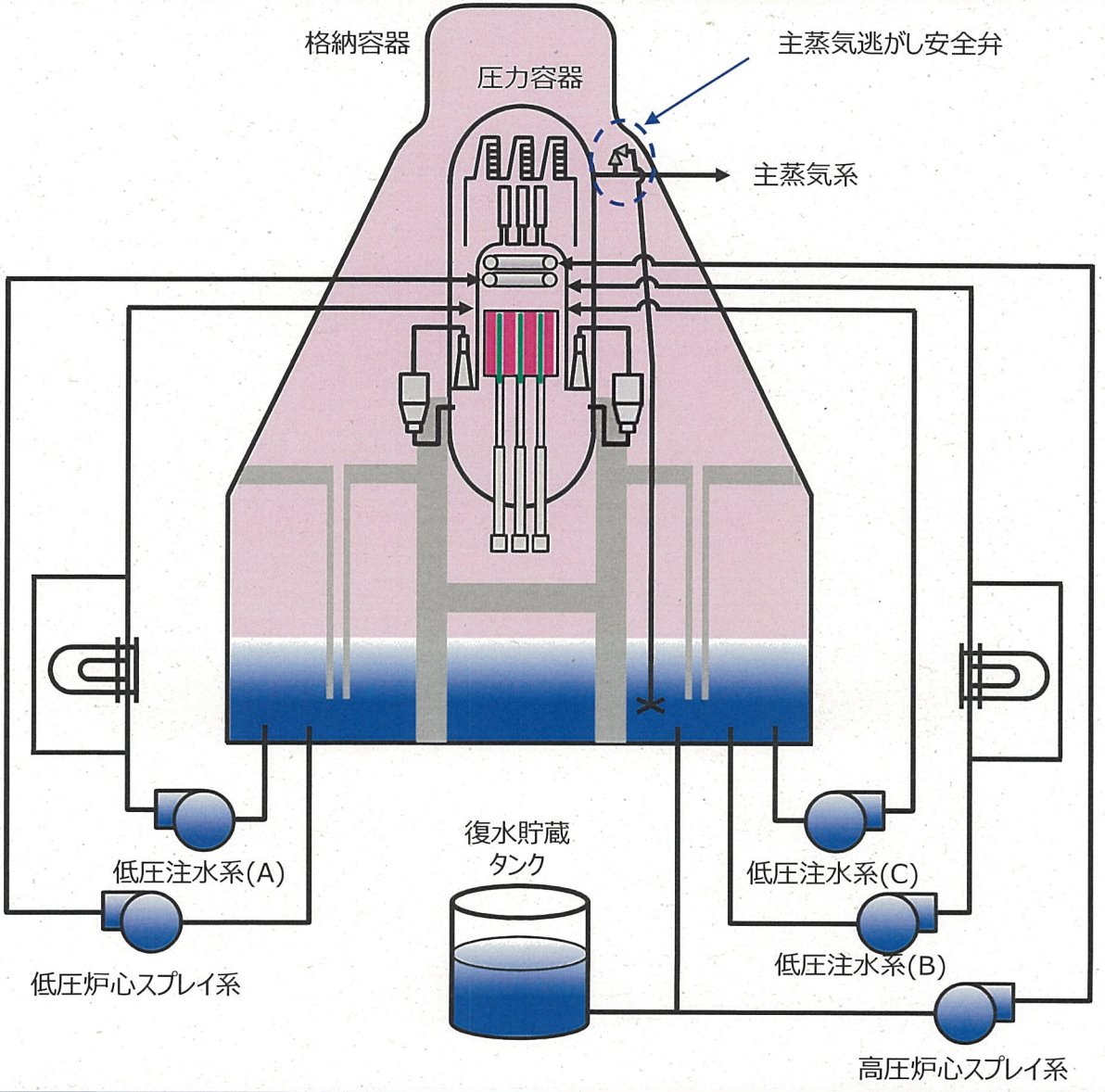
②原子炉の圧力が低い状態で長時間に亘り炉心に注水し、炉心の水位を保つ**低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系**

③低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の注水を可能とするため、原子炉を速やかに減圧する**自動減圧系**

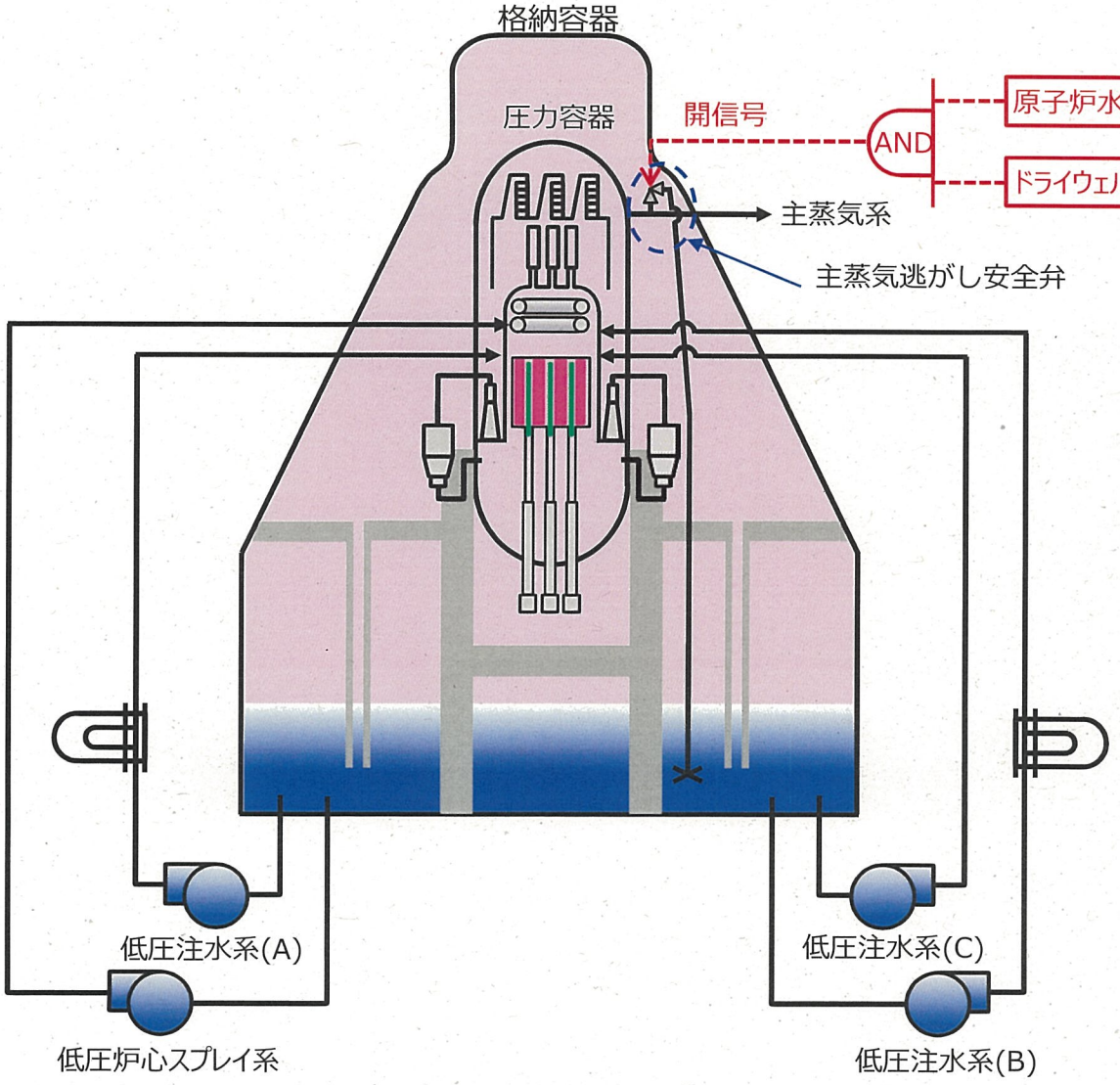
を設けている。

○ECCSについては、使用条件等に十分な安全余裕をもたせるとともに、同施設を構成する系統のうち緊急に作動を必要とするものは、運転員の操作を待たずに工学的安全施設作動回路からの信号により自動的に作動させるなどの配慮をしている。

ECCS②　－高圧炉心スプレイ系・低圧炉心スプレイ系・低圧注水系



ECCS③　－自動減圧系



○原子炉水位異常低下信号及びドライウェル圧力高信号が発出した場合に、一定の時間遅れをもって主蒸気逃がし安全弁を自動的に開放する。

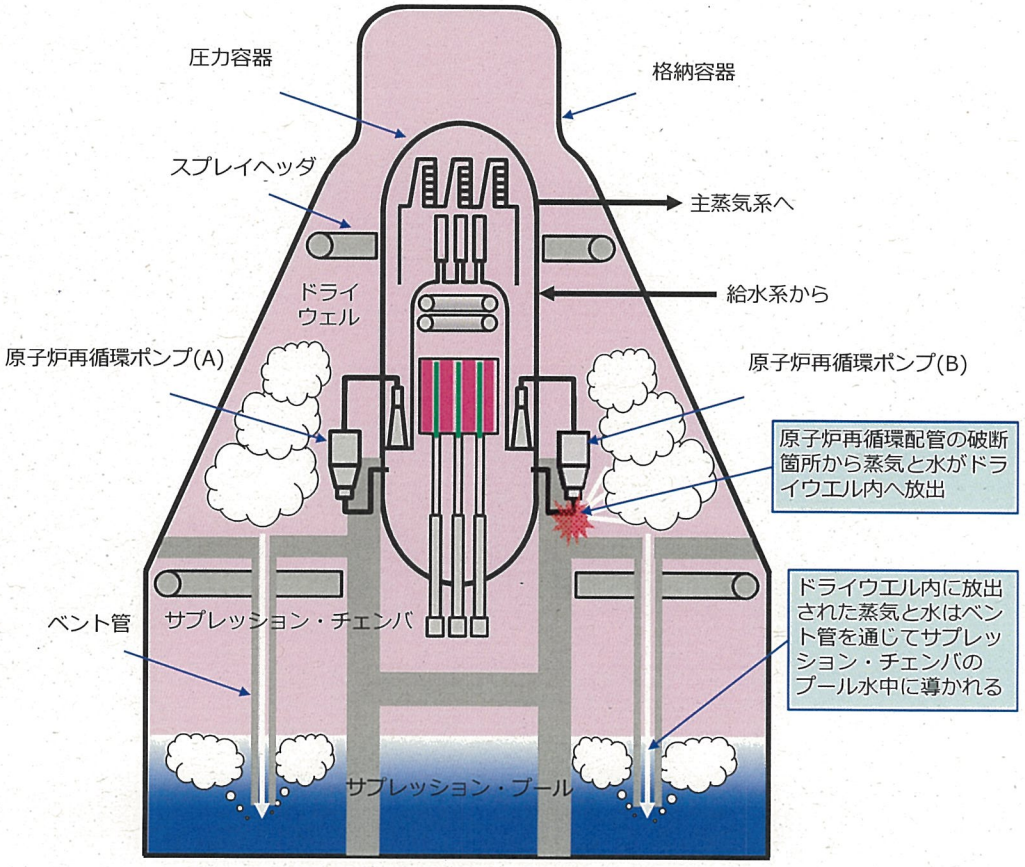
○本機能により主蒸気逃がし安全弁18個のうち7個を開放することによって、速やかに原子炉を減圧し、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の注水が可能となる。

格納容器等①

放射性物質異常放出防止対策	①ECCS	②格納容器等

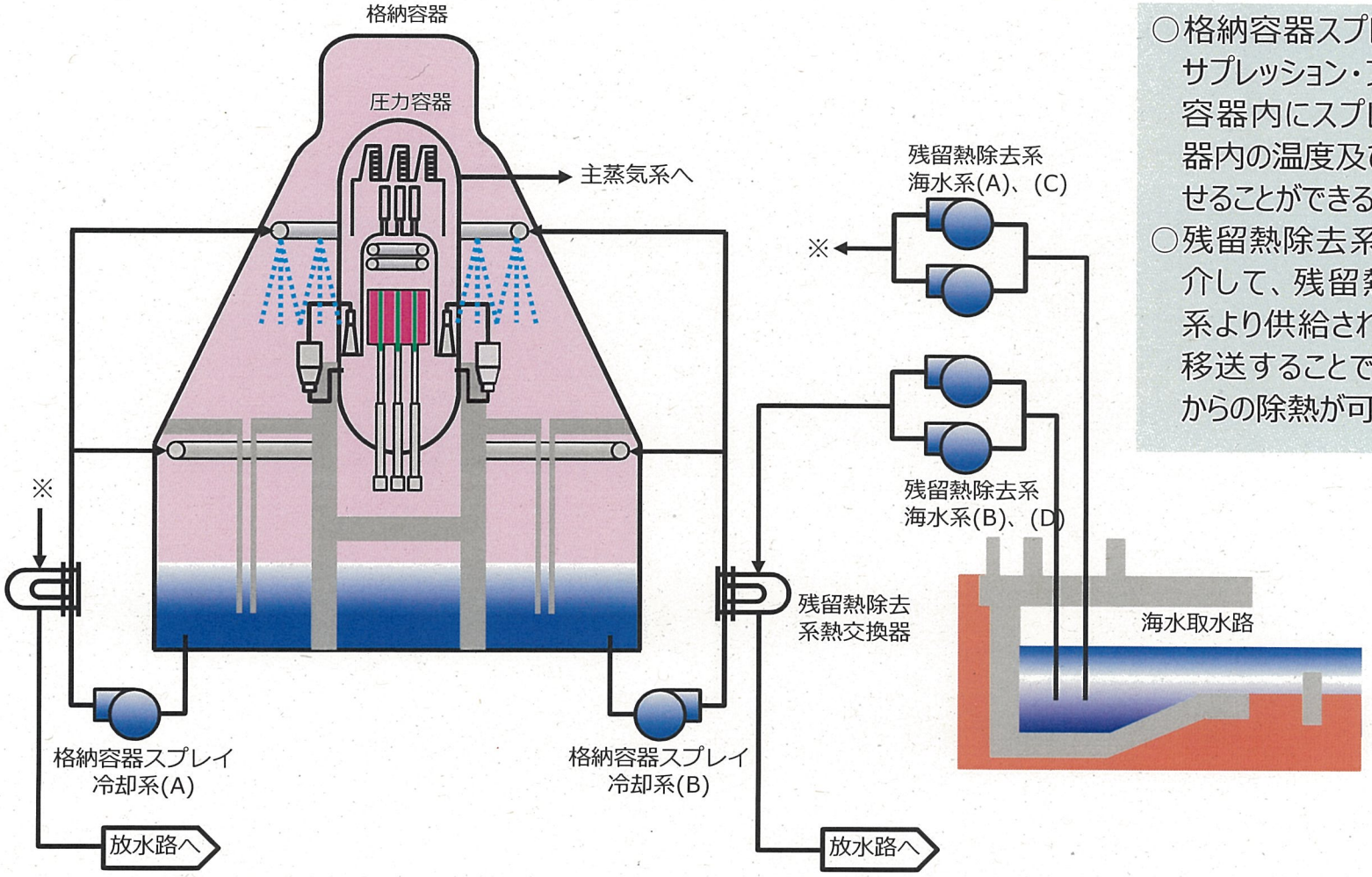
○格納容器は、LOCAの中でも最も過酷な再循環配管の完全破断が起こり、破断した両端口から冷却材が最大流量で放出されることを仮定して設計されている。この場合、ドライウェル内に放出された蒸気と水との混合物は、ベント管を通ってサプレッション・チェンバのプール水中に導かれて、プール水で冷却ないし凝縮される。

○また、事故発生時の格納容器の圧力・温度の上昇及び可燃性ガス濃度の上昇による燃焼・爆発から格納容器を守り、放射性物質の閉じ込め機能を損なわないようにするため、**格納容器スプレイ冷却系**や、**不活性ガス系及び可燃性ガス濃度制御系**を設置している。



格納容器等②

放射性物質異常放出防止対策	①ECCS	②格納容器等



○格納容器スプレイ冷却系は、サプレッション・プール水を格納容器内にスプレイし、格納容器内の温度及び圧力を低減させることができる。

○残留熱除去系の熱交換器を介して、残留熱除去系海水系より供給される海水へ熱を移送することで、格納容器内からの除熱が可能となる。

【解説】本件発電所の電源構成

○原子力発電所で必要とされる電源には、交流電源と直流電源とがある。

交流電源	○交流電源とは、交流の電力を供給する電源をいう。 ※交流とは、時間とともに電流や電圧の大きさ及び向きが一定の周期で変わる電気をいう。	→ 炉心を冷却するために水を供給する大型ポンプ等の機器
直流電源	○直流電源とは、直流の電力を供給する電源をいう。 ※直流とは、時間によらず電流や電圧の大きさ及び向きが一定である電気をいう。	→ 各機器の制御や原子炉のパラメータを監視する計測制御用の機器等

○原子力発電所で用いられる電源は、常用電源と非常用電源とに区別される。

常用電源	○通常の運転中及び停止中に利用される。 ○常用交流動力電源として、原子炉からの蒸気で駆動する発電機からの所内電力供給や、敷地外の発電所等から送電線を通って供給される外部電源系が利用される。
非常用電源	○事故等の発生時に必要とされる。 ○非常用のディーゼル発電機等がある。

○本件発電所では、外部電源が喪失した場合でも安全上重要な設備の機能が同時に失われることがないよう、非常用のディーゼル発電機３台を設置している。
○軽油貯蔵タンクには、非常用のディーゼル発電機を７日間運転するために必要な容量以上の燃料を貯蔵する。

○以上で、本件発電所における安全機能を有する各施設の説明を終えた。
次に、東北地方太平洋沖地震の際に生じた福島第一原子力発電所事故、これを踏まえた新たな規制基準を考慮して更なる施設を設置し、一層の安全強化を行うことの説明に進む。

○その前に、同じく東北地方太平洋沖地震の影響を受けた本件発電所について、当時の状況として、どのようにして安全を確保したのかを解説しておく。

【参考】東北地方太平洋沖地震当時の本件発電所の状況

平成２３年 ３月１１日	地震の発生 (東海村震度6弱)	平成２３年３月１１日、東北地方太平洋沖地震が発生。
	原子炉が自動停止	地震により原子炉が自動停止。
	バックアップ電源 の起動	外部電源が受電できなくなったが、非常用のディーゼル発電機３台が自動起動し、原子炉の冷却を開始。
	津波の襲来	津波の影響を受け、非常用のディーゼル発電機の海水ポンプ３台のうち１台は防水対策工事終了直前であったため、使用できなくなったが、残りの２台の非常用のディーゼル発電機により、安全に原子炉を冷却。

３月１５日	原子炉冷温停止	原子炉を冷温停止。 （炉水温度：１００℃未満、圧力：大気圧）

【参考】東北地方太平洋沖地震当時の本件発電所の状況①

平成23年３月11日14時46分
東北地方太平洋沖地震発生

原子炉自動停止

↓

外部電源喪失

↓

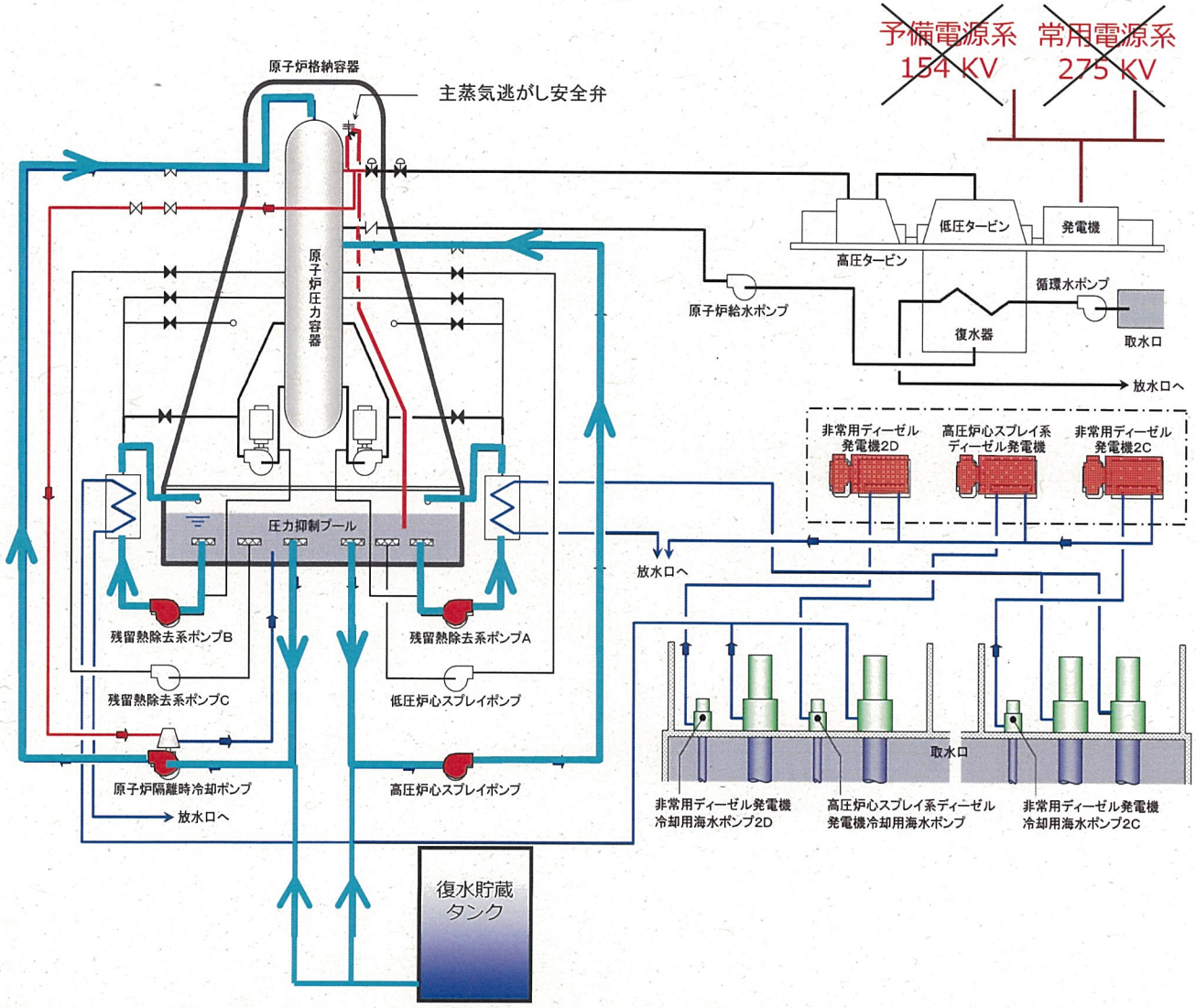
非常用のディーゼル発電機により
必要な電力を確保

↓

原子炉隔離時冷却系及び
高圧炉心スプレイ系により、
原子炉水位を確保

↓

残留熱除去系による
サプレッション・チェンバのプールの
冷却開始



【参考】東北地方太平洋沖地震当時の本件発電所の状況②

津波の影響

↓

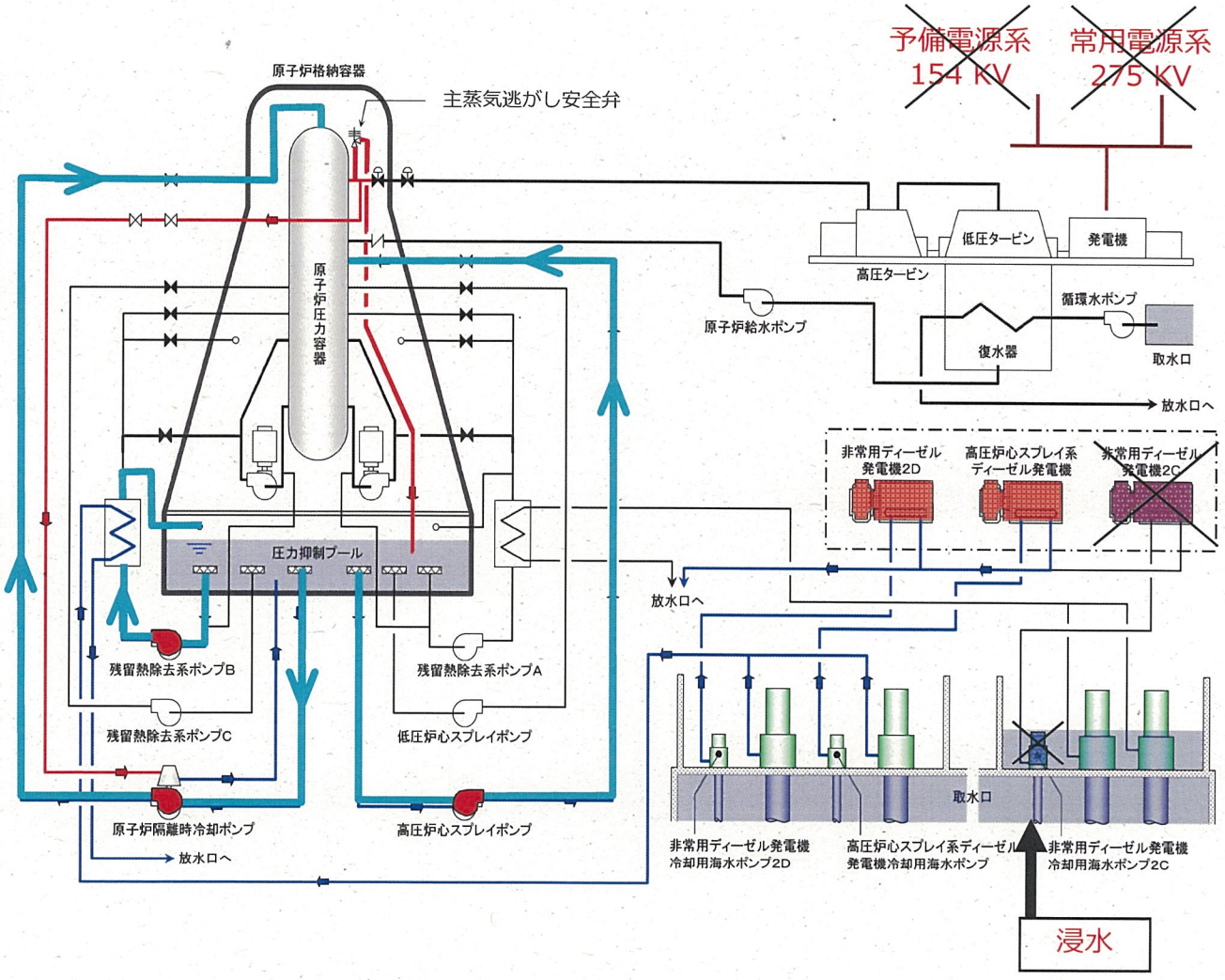
非常用ディーゼル発電機
冷却用海水ポンプ２Ｃ
自動停止

↓ ３月11日19時20分

非常用ディーゼル発電機
２Ｃ手動停止

↓ ３月11日19時25分

原子炉の冷却（継続）
減圧・減温



【参考】東北地方太平洋沖地震当時の本件発電所の状況③

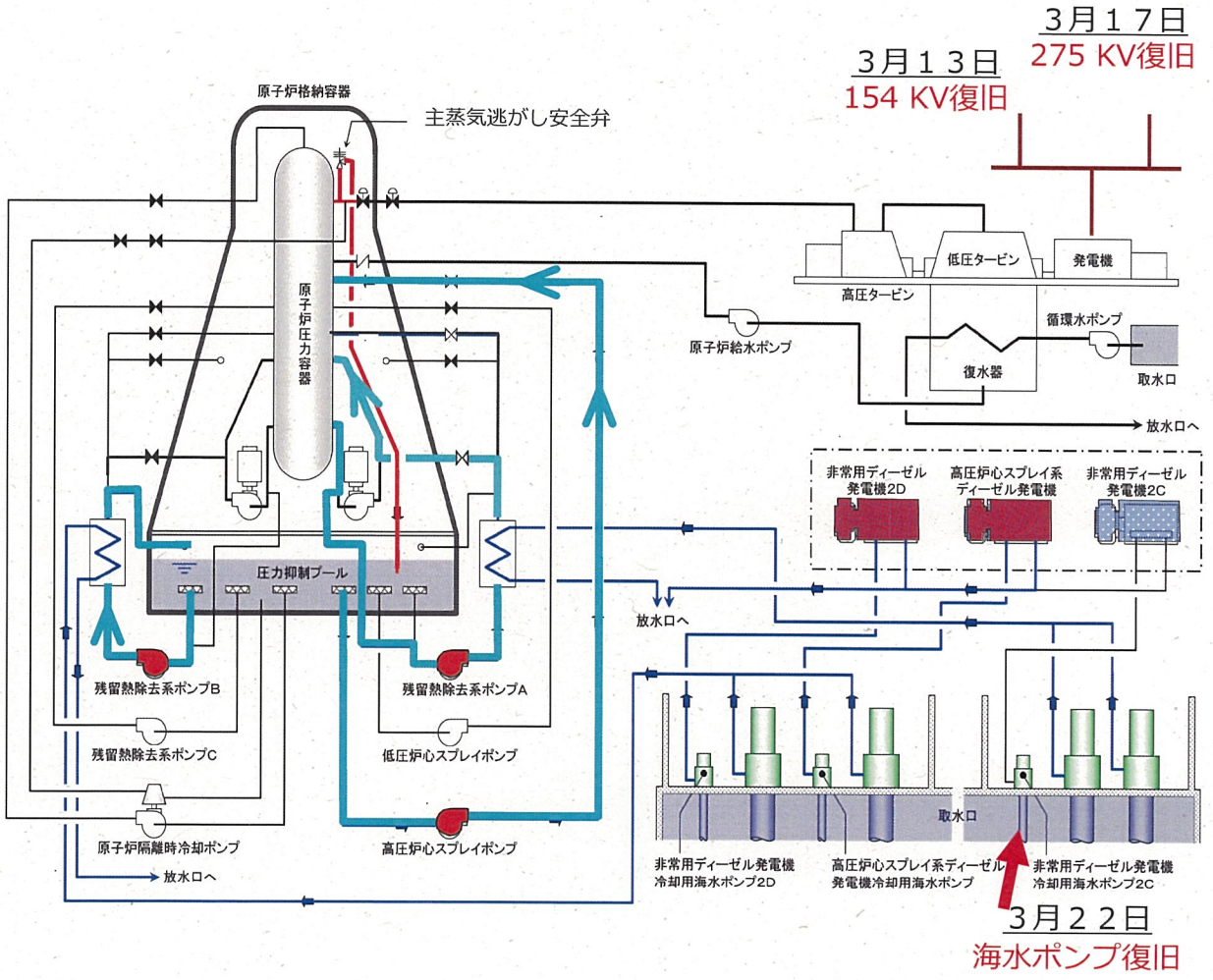
予備の外部電源154KV復旧※
非常用母線２Ｃ受電

※３月１３日１９時４１分～

残留熱除去系Ａ系手動起動
原子炉冷却操作開始

原子炉冷温停止

３月１５日０時４０分
原子炉水温度：９９．８℃
原子炉圧力　：大気圧

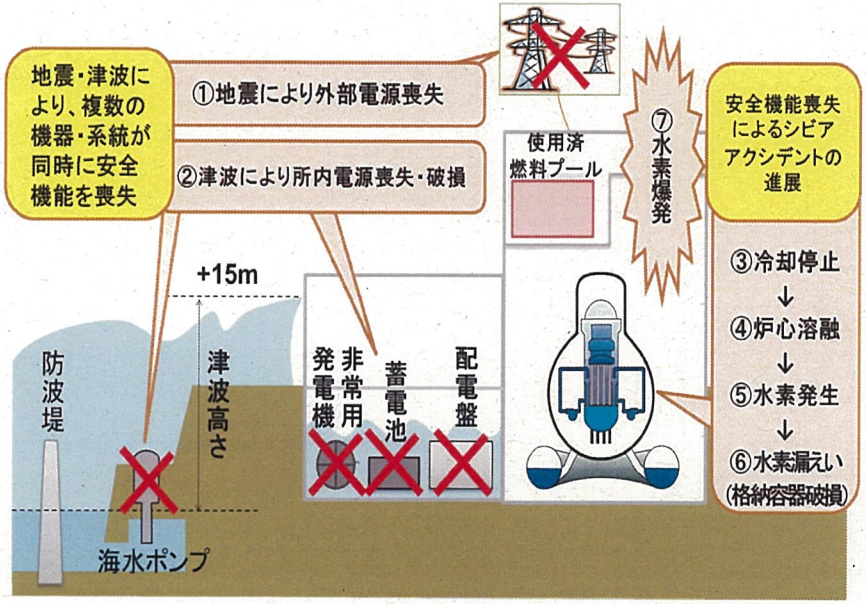


３－５　事故防止に係る安全確保対策の強化

【１】福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全確保の考え方

【２】事故防止に係る安全確保対策の強化

福島第一原子力発電所事故の経過



○東北地方太平洋沖地震の揺れを受けて、当時運転中であった福島第一原子力発電所１～３号機は、原子炉が自動停止した。外部電源喪失状態となったものの、直ちに、非常用ディーゼル発電機が起動し、炉心冷却系が起動したことにより、原子炉は正常に冷却されていた。

○ところが、同発電所における想定を大幅に超える津波が襲来し、非常用ディーゼル発電機等の多くが建屋の浸水とほぼ同時に水没又は被水し、全交流動力電源喪失に至った。また、海側に設置されていた冷却用のポンプ類も、津波により浸水し、海水を使用して原子炉施設を冷却するすべての設備の機能を喪失した。津波襲来後も機能を維持していた同発電所３号機の直流電源も最終的には枯渇した。

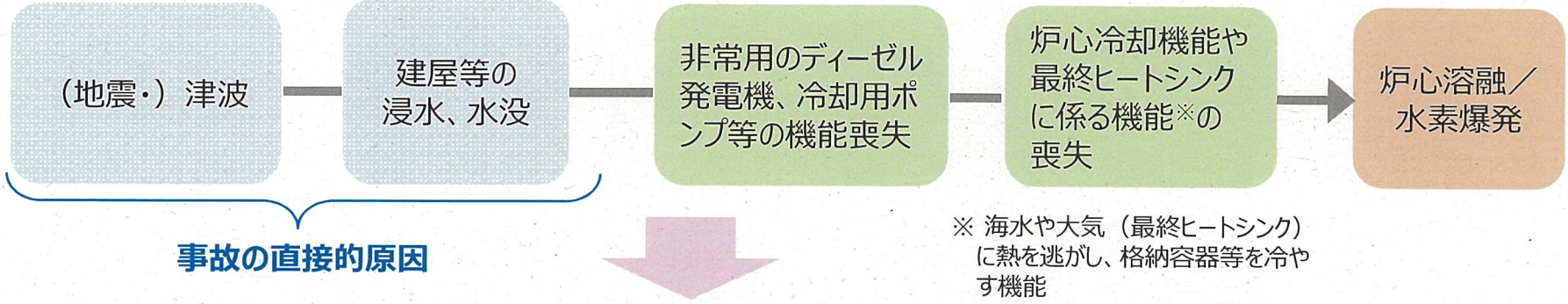
○１～３号機においては、炉心の冷却機能を失って圧力容器へ注水できない事態が一定時間継続し、炉心溶融に至った。そして、１、３号機の原子炉建屋で水素爆発が発生し、また、３号機で発生した水素が４号機の原子炉建屋内に流入し、４号機の原子炉建屋においても水素爆発が発生した。

○これらの結果、原子炉内の放射性物質が管理放出によることなく環境中に異常放出され、周辺環境を汚染することとなった。

福島第一原子力発電所事故の主な事象推移とこれを踏まえた対策強化

○福島第一原子力発電所では、地震に伴い外部電源が喪失した後、想定を大幅に上回る津波の襲来を直接の原因として、炉心冷却機能や最終ヒートシンクに係る機能が喪失し、放射性物質の閉じ込めを担う五重の壁にかかわらず、放射性物質が異常放出された。
○本件発電所では、五重の壁の確保に万全を期すべく、各種対策を強化する（赤枠部分）。

＜福島第一原子力発電所事故＞



地震、津波、火山、竜巻等の自然現象に係る想定・対策を強化
→津波想定を強化し、防潮堤を設置

想定を上回る津波に対し、建屋に水密扉等を設置し、建屋内浸水防止対策を強化

海水冷却を要しない電源を用いた電源強化
- 高圧から低圧までの原子炉への注水機能の強化
- 最終ヒートシンクに係る機能の強化

- 溶融炉心冷却機能の強化
- 水素爆発防止対策の強化

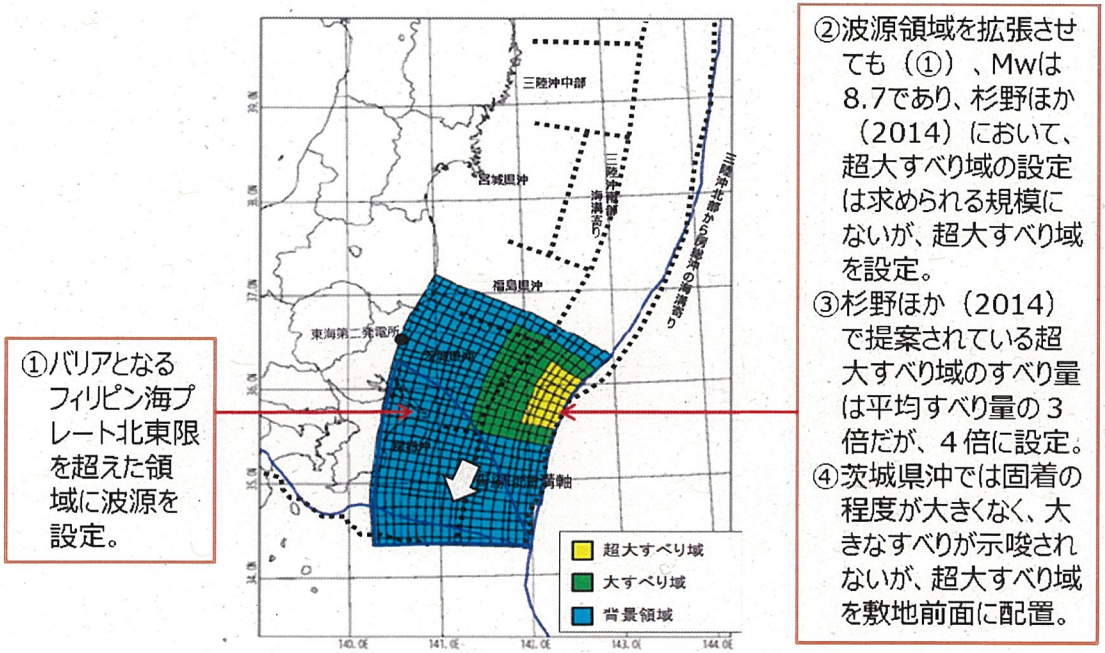
同じく共通要因に起因する設備の故障を防止する観点から、内部火災対策等を強化

安全機能強化の各対策の具体的内容や放射性物質の閉じ込めとの関係について、説明を進める。その前に、前回説明会（令和元年５月16日）を振り返り、本件発電所の津波想定の強化に係る対応に触れておく。

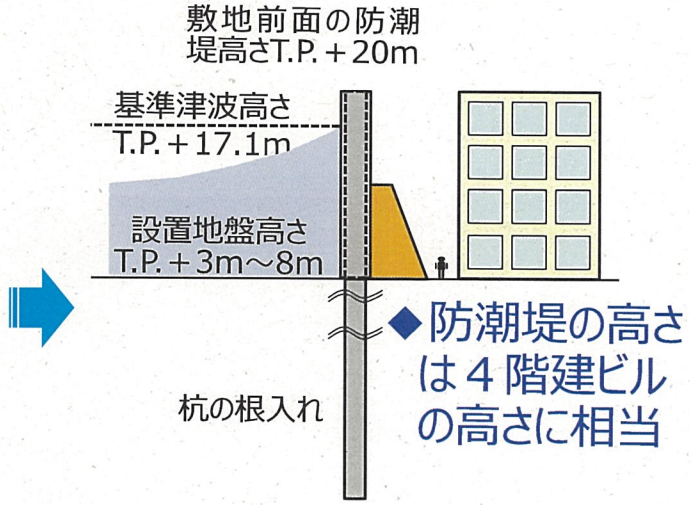
【参考】本件発電所における津波想定の強化

○福島第一原子力発電所事故の直接的原因である津波について、本件発電所では、東北地方太平洋沖地震等で得られた知見を踏まえ、従前の津波想定を強化して基準津波を策定している。
○この基準津波に対し、防潮堤を設置することにより、敷地内への浸水を防止できる。

⇒（代替設備を用いることなく）従前設備により、放射性物質の閉じ込めを確保できる。
（前回説明会にて説明済み）



様々な保守的考慮を重ねて設定した波源モデル



基準津波高さを上回る防潮堤の設置

強化した対策と閉じ込めの確保

強化する機能／確保される閉じ込め	従来の対策	対策強化
電源の強化 ／**圧力バウンダリ** **格納容器**	非常用のディーゼル発電機 非常用蓄電池	常設代替高圧電源装置（空冷式） 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 緊急用125V系蓄電池
原子炉の注水機能の強化 ／**圧力バウンダリ**	【原子炉注水手段】 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 低圧注水系	【原子炉注水手段】 高圧代替注水系 低圧代替注水系（常設、可搬）
	【原子炉減圧手段※１】 自動減圧系	【原子炉減圧手段※１】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁用高圧窒素ボンベ（追設）
最終ヒートシンクに係る機能の強化 ／**格納容器**	格納容器スプレイ冷却系	代替格納容器スプレイ系（常設、可搬） 耐圧強化ベント系 格納容器圧力逃がし装置 代替循環冷却系 緊急用海水系 代替残留熱除去系海水系
その他（溶融炉心冷却機能・水素爆発防止機能※２） ／**格納容器**	不活性ガス系 可燃性ガス濃度制御系	格納容器下部注水系（常設、可搬） コリウムシールド 可搬型窒素供給装置

※1　原子炉高圧時に、低圧注水を促進する手段。
※2　格納容器に係る対策とは別に、原子炉建屋の水素爆発を防止するための静的触媒式水素結合装置、ブローアウトパネル等もある。

３－５　事故防止に係る安全確保対策の強化

【１】福島第一原子力発電所事故（及び同事故を踏まえた安全確保対策）

【２】事故防止に係る安全確保対策の強化

福島第一原子力発電所事故等を踏まえた安全確保対策の概要

自然現象対策

【火山】
- 火山灰除去

【竜巻】
- 資材等固縛
- 飛来物防護ネット

【森林火災】
- 防火帯

等

耐震・耐津波対策

- 配管サポート
- 防潮堤　　等

内部溢水、内部火災対策

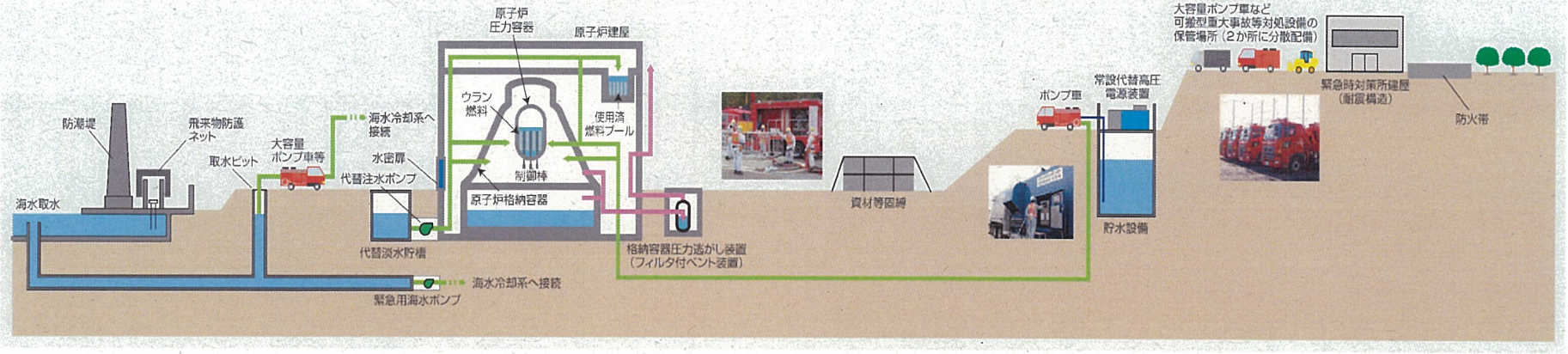
- 水密扉、堰（せき）
- 消火設備
- 防火シート　等

重大事故等対策

- 格納容器圧力逃がし装置
- 常設代替高圧電源装置
- 可搬型代替低圧電源車
- 可搬型代替注水大型ポンプ
- 可搬型代替注水中型ポンプ
- 常設高圧代替注水系ポンプ
- 常設低圧代替注水系ポンプ
- 代替循環冷却系ポンプ
- 代替淡水貯槽
- 西側淡水貯水設備
- 緊急用海水ポンプ
- SA用海水ピット
- 可搬型窒素供給装置　等

その他の設備

- 緊急時対策所　等



常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車

外部電源
（３回線）

那珂変電所
275kV
東海原子力線
本件発電所

茨城変電所
154kV
村松線・原子力１号線

外部電源喪失時

7日間にわたり、事故等の対応に必要な電源の供給が可能

非常用のディーゼル発電機（３台）



設計基準事故に対処するための電力を供給

使用できない場合の備え

離隔して設置

常設代替高圧電源装置
（５台※１ ＋ 予備１台）

※１：最大負荷時必要台数が５台

常設



重大事故等に対処するための電力を供給

空冷式ディーゼル発電機

＋

離隔して設置

可搬型代替低圧電源車
（２台※２×２セット ＋ 予備１台）

※２：最大負荷時必要台数が２台

分散配置

可搬型



重大事故等に対処するための電力を供給

（他の可搬型重大事故等対処設備と組み合わせて使用）

空冷式ディーゼル発電機

：新規設置

緊急用125V系蓄電池、可搬型代替低圧電源車＋可搬型整流器

全交流電源喪失

外部電源及び非常用のディーゼル発電機から交流電源供給（蓄電池の充電）不可

125V系蓄電池
A系及びB系

緊急用
125V系蓄電池

両系統にて24時間以上にわたり電源（直流）の供給が可能

24時間以上にわたり、重大事故等の対応に必要な電源（直流）の供給が可能

常設

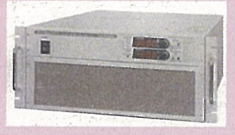
可搬型

更なるバックアップ

可搬型代替低圧電源車 ＋ 可搬型整流器



＋



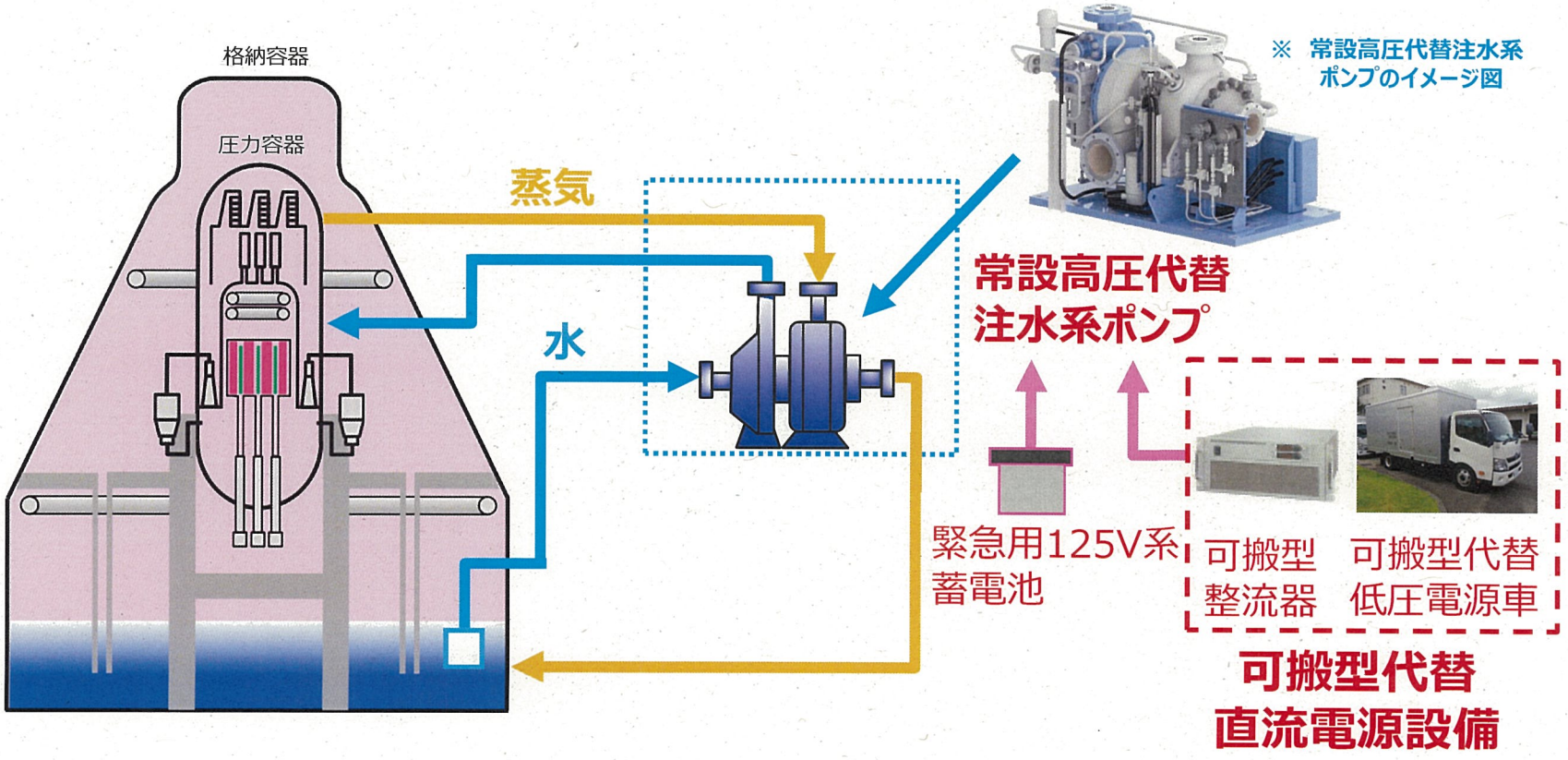
24時間以上にわたり、重大事故等の対応に必要な電源（直流）の供給が可能

：既設強化

：新規設置

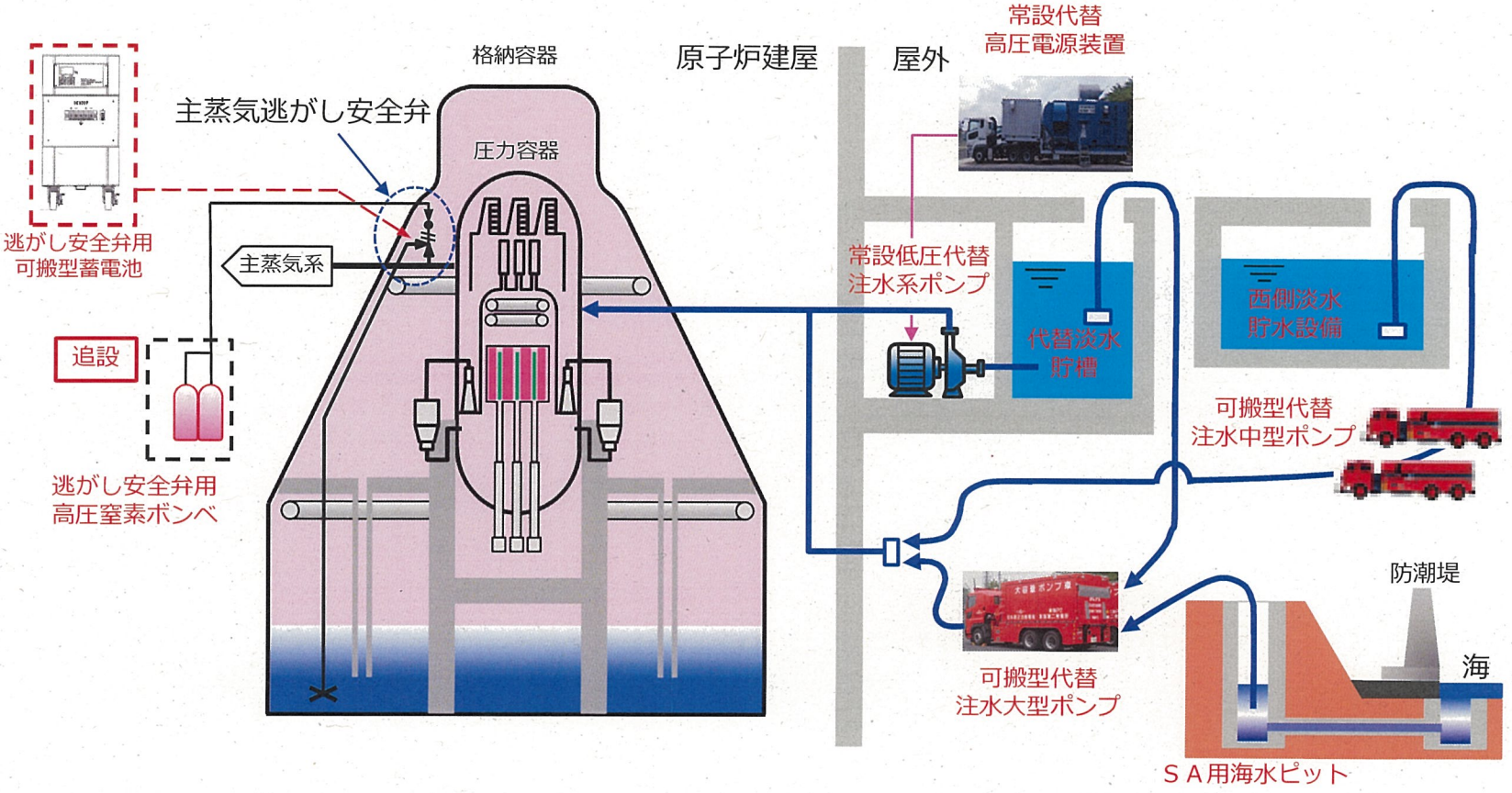
高圧代替注水系

○高圧炉心スプレイ系等が使用できない場合でも、原子炉で発生した蒸気を駆動源にする**高圧代替注水系**を新設し、必要な期間にわたって（高圧の）原子炉に注水できるようにする。
○高圧代替注水系は、そのポンプの作動に原子炉内の蒸気を用いるなどして、交流電源を必要としない。現場での手動運転も可能とする。



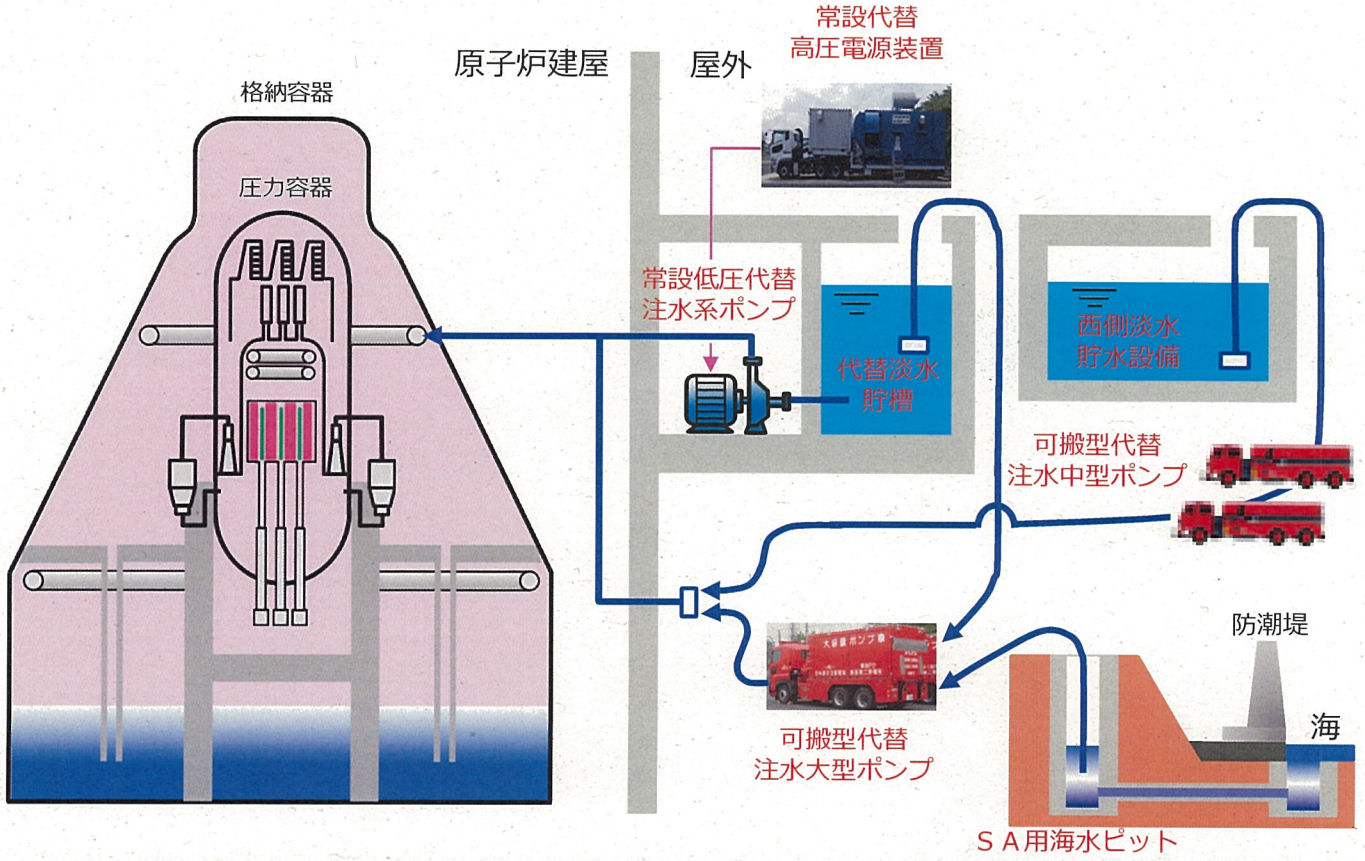
低圧代替注水系（常設、可搬型）、原子炉減圧手段

○低圧炉心スプレイ系等が使用できない場合でも、**常設低圧代替注水系ポンプや可搬型代替注水ポンプ（大型、中型。いずれもディーゼル駆動）を使用し、**（低圧の）原子炉に注水できるようにする。
○上記低圧のポンプにより、速やかに原子炉注水が可能となるよう、**原子炉減圧機能の強化**を行う。



代替格納容器スプレイ冷却系（常設、可搬型）

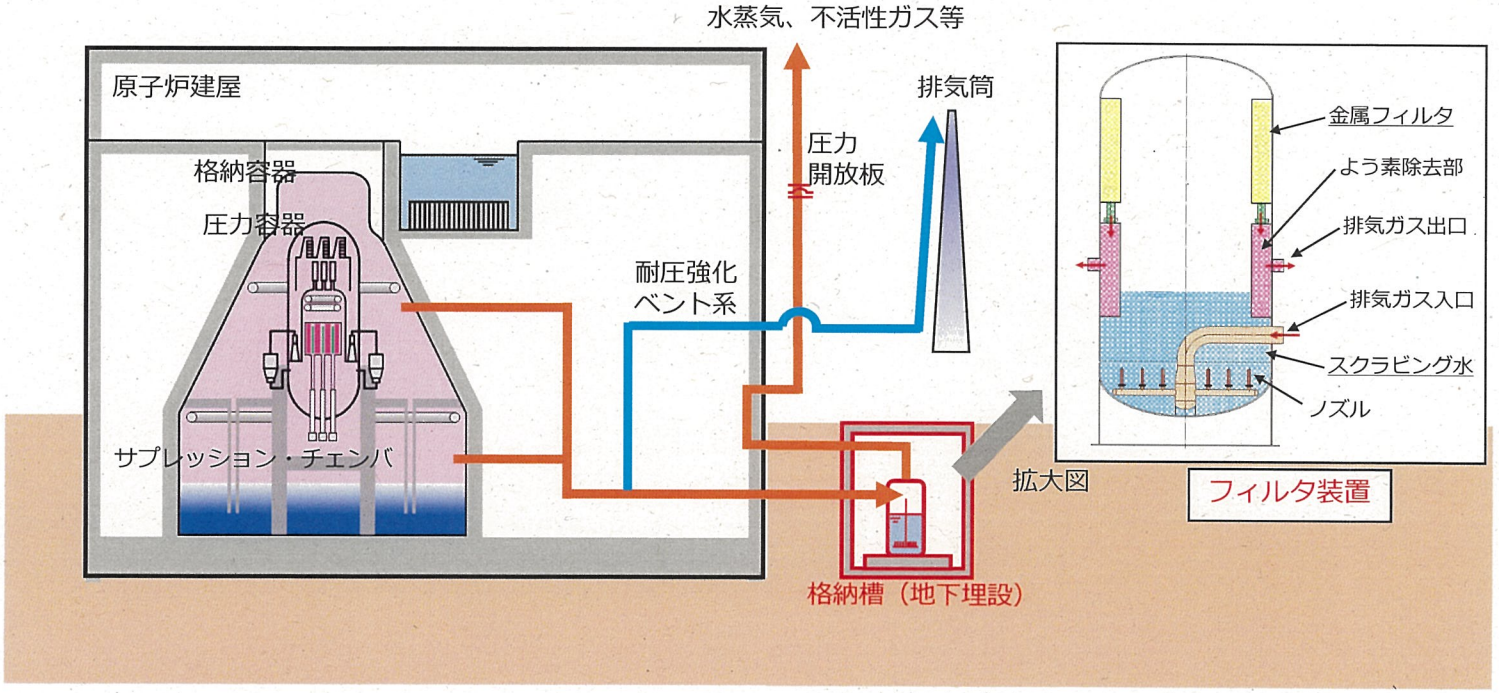
○格納容器スプレイ冷却系が使用できない場合に備えて、代替格納容器スプレイ冷却系（常設・可搬型）を新たに設置する。
○**本系統を構成する常設低圧代替注水系ポンプ**及び**可搬型代替注水ポンプ（大型、中型）**により、格納容器内の圧力・温度の上昇抑制を行うことができる。



格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系

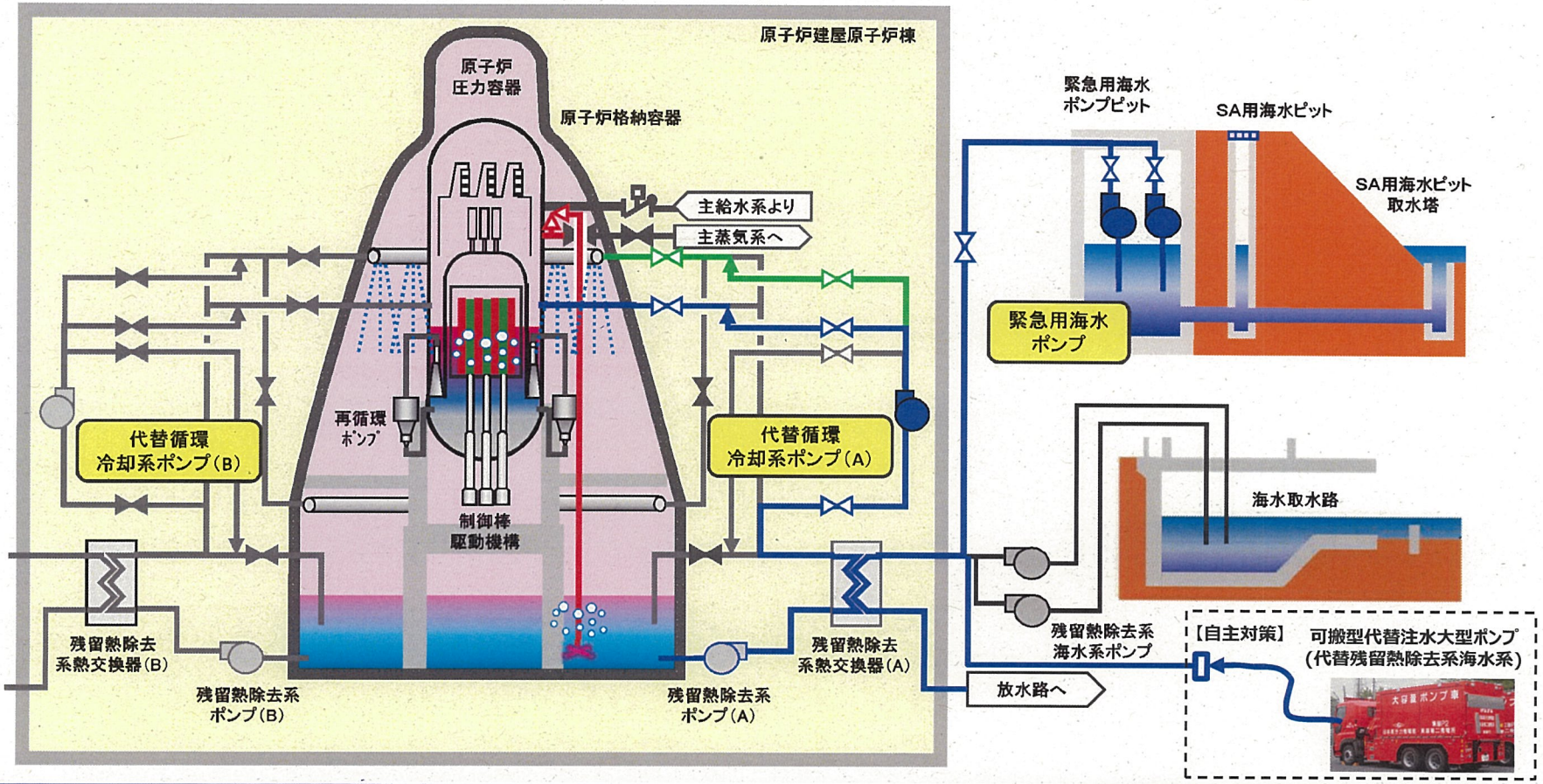
○**格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）**を新たに設置する。これは、フィルタ装置等により構成し、粒子状放射性物質に対して99.9%以上、無機よう素に対して99%以上、有機よう素に対して98%以上の除去効率を有し、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を大幅に抑制することができる。

○このほか、**耐圧強化ベント系**（設置済）によっても、大気を最終ヒートシンクとして格納容器の除熱を行うことができる。



代替循環冷却系、緊急用海水系

○残留熱除去系や残留熱除去系海水系のポンプが機能喪失した場合でも、**代替循環冷却系及び緊急用海水系**により格納容器内に溜まっていく熱の除去を行うことができるようにする。更に、緊急用海水系が使用できない場合であっても、**可搬型代替注水ポンプ**により海水供給（自主対策）が可能である。



【解説】代替循環冷却系

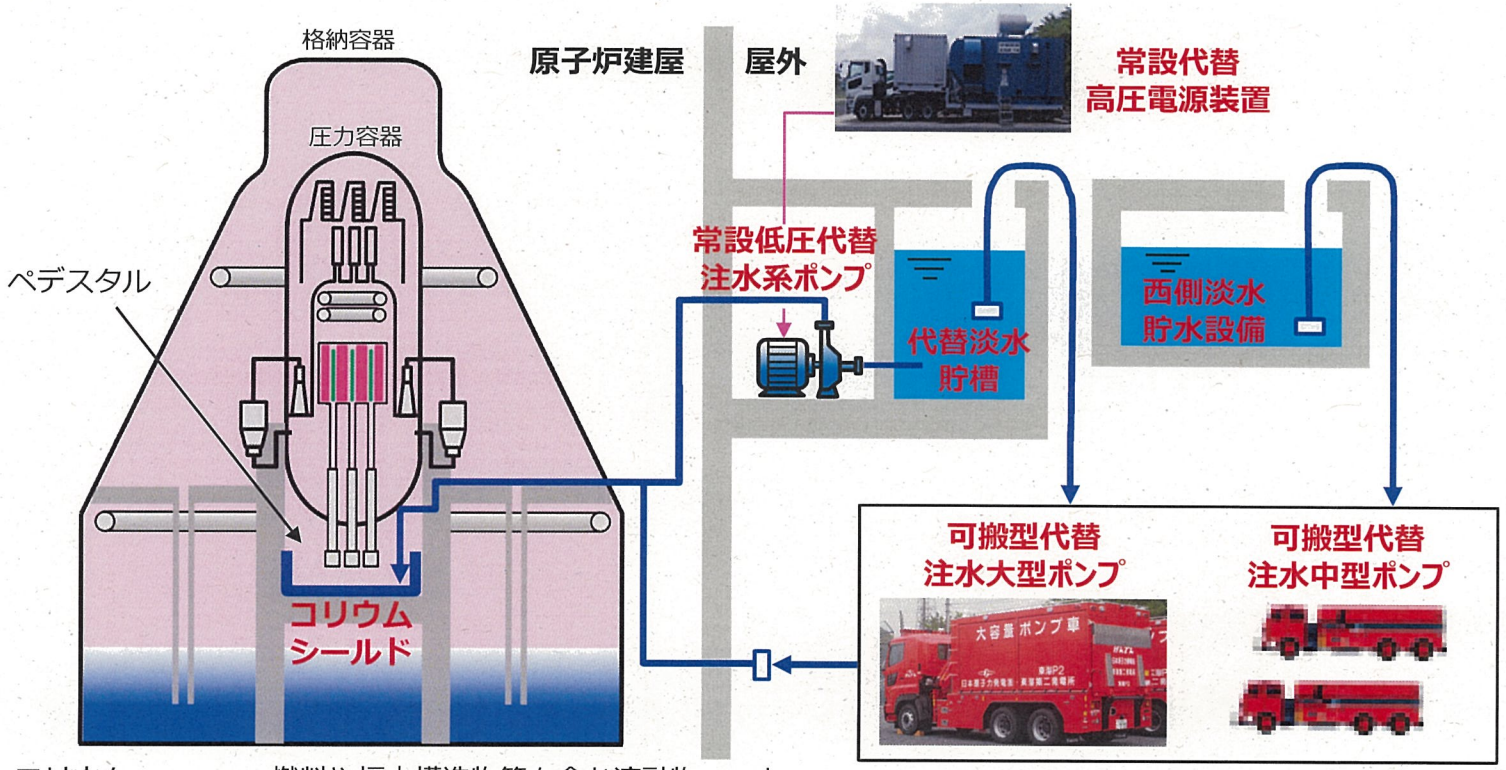
○本系統の追加は、東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉の発電用原子炉設置変更許可に係る適合性審査の過程において得られた技術的知見を反映したものである。

○平成29年度第44回原子力規制委員会（平成29年10月18日）において、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の一部改正及びそれらの意見募集について（案）－柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映－」の了承がなされ、現在では、代替循環冷却系が追加の規制要求として規制基準に反映されている。

○本件発電所では、格納容器圧力逃がし装置については、粒子状放射性物質に対して99.9%以上の除去効率を有するなどの性能を備えるが、すべての放射性物質を除去しきることはできないことを踏まえ、代替循環冷却系を優先して用いることとする。

格納容器下部注水系、コリウムシールド

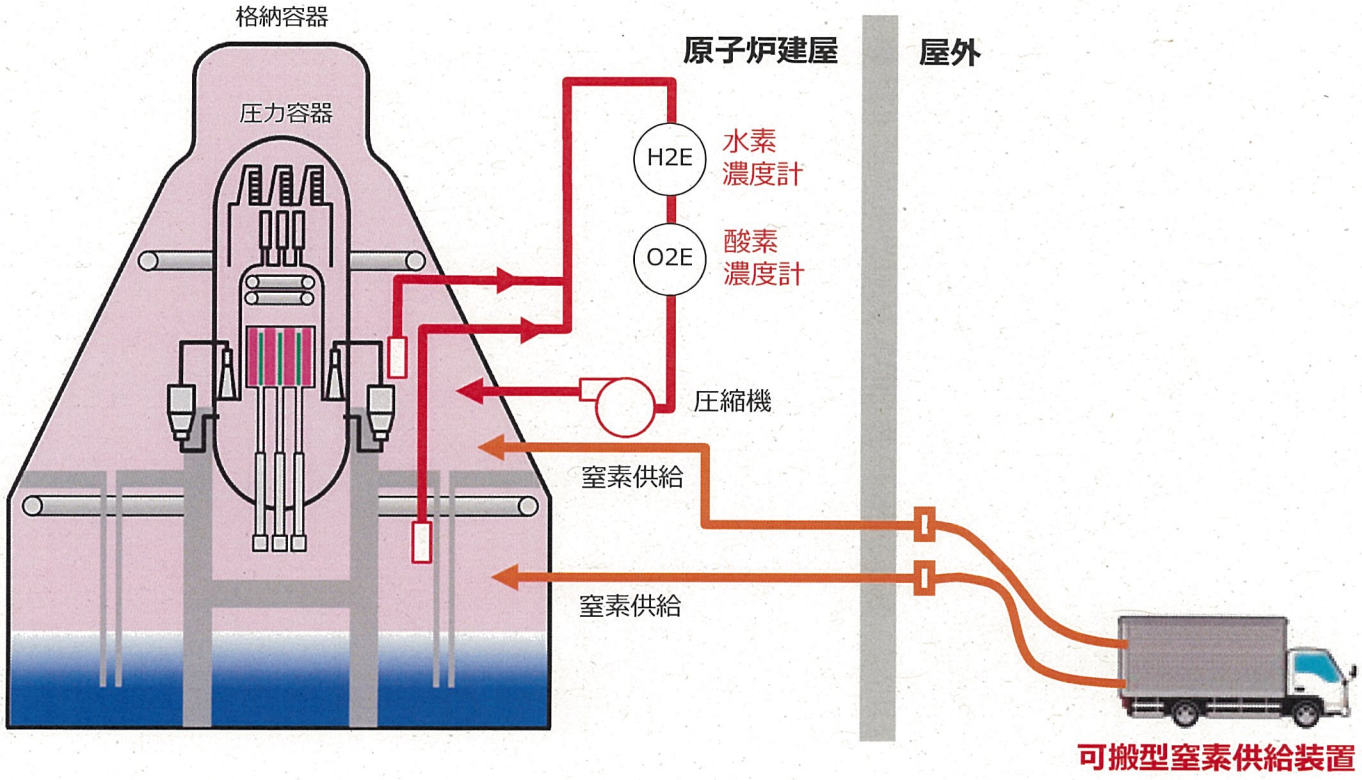
○**常設低圧代替注水系ポンプ等**を使用して格納容器下部に注水する**格納容器下部注水系（常設）**、**格納容器下部注水系（可搬型）** を新設し、溶融炉心を冷却できるようにする。
○落下した溶融炉心を保持するため、圧力容器直下の**ペデスタル形状を変更**し**コリウムシールド**を設置する。



コリウム　　：燃料や炉内構造物等を含む溶融物のこと
コリウムシールド：高融点材料を用いた耐熱材でコンクリート構造物への熱影響を緩和するもの

可搬型窒素供給装置

○**可搬型窒素供給装置**を新設し、格納容器内に窒素を供給して窒素分圧を高めて水素・酸素濃度の上昇を抑制し、重大事故時においても**格納容器内での水素爆発を防止**できるようにする。
○格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する計装設備は従来から設置されているが、より信頼性の高い計装設備を新たに設ける。

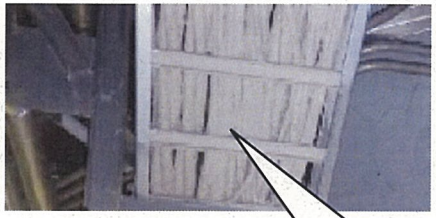


内部火災対策　…従前の対策

○本件発電所では、従前より、①火災の発生を防止する、②仮に火災が発生したとしても火災を感知し消火する、③火災の影響を軽減するという火災防護対策の組合せにより、安全確保を行っていた。

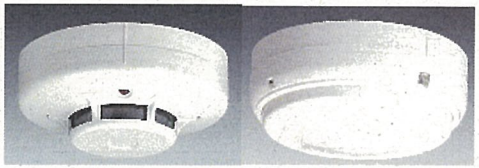
①火災発生防止対策 → もし火災が発生したとしても → ②感知・消火対策 → もし火災を消火できなかったとしても → ③影響軽減対策

（例）○非難燃性ケーブルへの延焼防止材塗布



延焼防止材

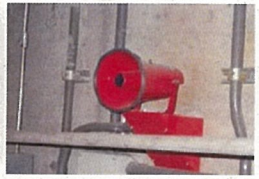
○火災感知器設置
○消火設備設置（非常用のディーゼル発電機室への二酸化炭素消火設備設置）



煙感知器　熱感知器



避難用標識



退避サイレン用音響装置

○耐火壁による延焼防止対策、耐火壁・隔壁・間隔及び消火装置の組合せによる延焼防止対策

内部火災対策　…新たな規制基準のもとでの基本方針

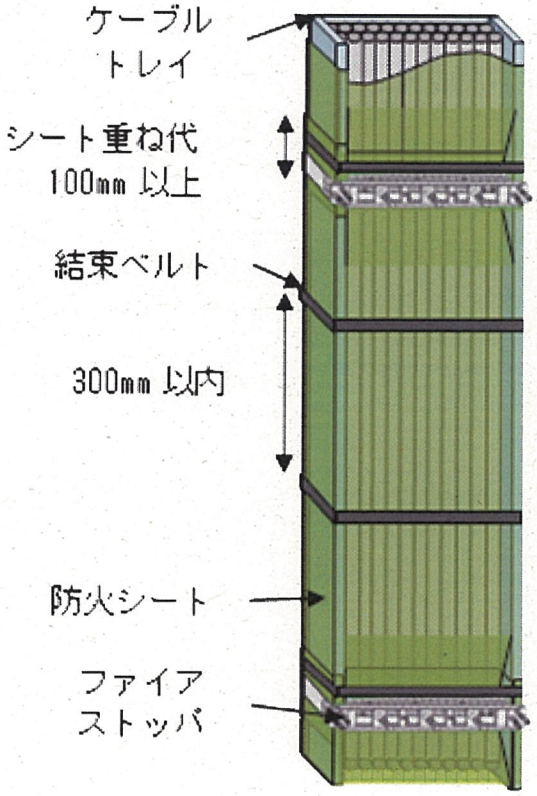
○火災防護対策につき、従前から進んで、新たな規制基準を踏まえた対応として、火災区域及び火災区画に対して、**それぞれの対策で火災防護を強化**し、安全性を更に向上させる。

対策	措置	内容
火災発生防止対策	発火性又は引火性物質に対する措置	・溶接構造・シール構造の採用等
	安全機能を有する機器等に対する措置	・主要な構造材に対する不燃性材料の使用等 ・難燃ケーブル等の使用 ➢本件発電所に敷設されている非難燃ケーブルについて、難燃ケーブルに取り替えることを原則としつつ、代替措置を講じる。
	自然現象に対する配慮	・避雷設備設置等
感知・消火対策	安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定	・異なる感知方式の感知器の設置等 ・煙の充満及び放射線の影響等により消火活動が困難なエリアに消火設備を設置等
影響軽減対策	安全区分の系統分離のための措置	・3時間耐火壁による分離等

内部火災対策　…複合体を用いた火災発生防止対策の強化

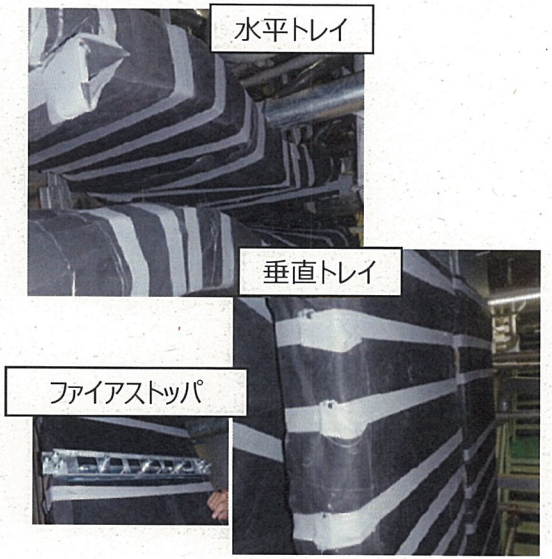
○非難燃ケーブルについては、原則、難燃ケーブルに取り替える。
○ケーブル取替えに伴う安全上の課題（可燃物量増加や躯体開口による建屋耐震性低下）が回避できない場合、難燃ケーブルに取り替えずに、不燃材の防火シートにより非難燃ケーブル及びケーブルトレイを覆った複合体を形成するという措置を講じる。

＜複合体外観イメージ＞



複合体構成品の仕様
■防火シート
・不燃材（ガラスクロス両面に難燃化ゴムコーティング）
■結束ベルト
・不燃材（シリコーンガラスクロス製ベルト）
■ファイアストッパ
・鋼材：SS400、SCM435　亜鉛メッキ

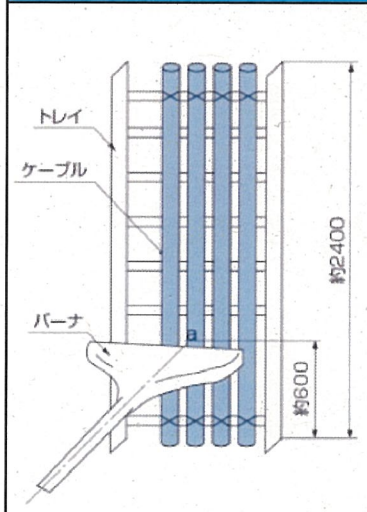
＜複合体施工の例＞



内部火災対策　…複合体の難燃性の確認

○複合体について、設置許可基準規則に照らして十分な保安水準を確保すべく、以下の設計目標を設定した。
　設計目標Ⅰ：複合体外部の火災に対して、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保する
　設計目標Ⅱ：複合体内部の火災に対して、難燃性能を確保する
　設計目標Ⅲ：想定外の施工不良、傷等により複合体の不完全な状態を仮定しても耐延焼性を確保する
○複合体を用いた実証試験の結果はこれらの設計目標をいずれも満たすものであり、難燃ケーブルを使用した場合と同等以上の難燃性能を確保できることを確認した。

外部の火災を模擬した試験の概要



【試験内容】
○バーナを点火し、20分経過後、バーナの燃焼を停止しそのまま放置してケーブルの燃焼が自然に停止したならば試験を終了する。

【判定基準】
○バーナを消火後、自己消火した時のケーブルのシース及び絶縁体の最大損傷距離が1800mm未満であること。3回の試験いずれにおいても、上記を満たすこと。

供試体	絶縁体／シース	ケーブル量	バーナ熱量（kW）	最大損傷長（㎜）	燃えとどまるかの判定結果
複合体	架橋ポリエチレン／ビニル	少量	20	570	良
		設計最大量		663	良
		満杯		980	良
難燃ケーブル	架橋ポリエチレン／ビニル	少量		1010	良
		設計最大量		1780	良

複合体について、難燃ケーブルよりも損傷長が短く、燃えとどまるとの試験結果を得た。

内部火災対策 …感知・消火対策

○火災感知に関する基本方針

①火災の影響を限定し、早期の火災感知ができるように、火災感知設備を設置する。

②火災感知設備は、消防法をはじめとする関係法令要求及び審査基準に合致するように設計する。

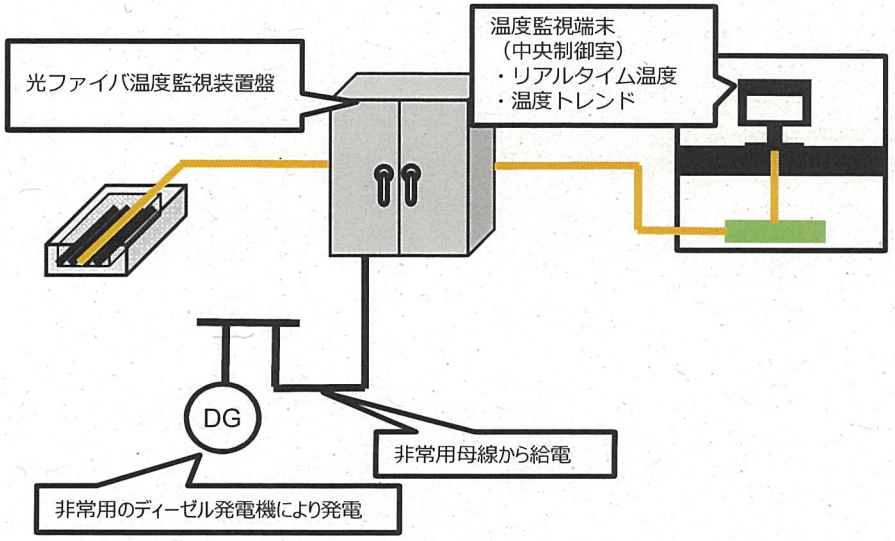
○消火に関する基本方針

①火災の影響を限定し、早期の消火ができるように、消火設備を設置する。

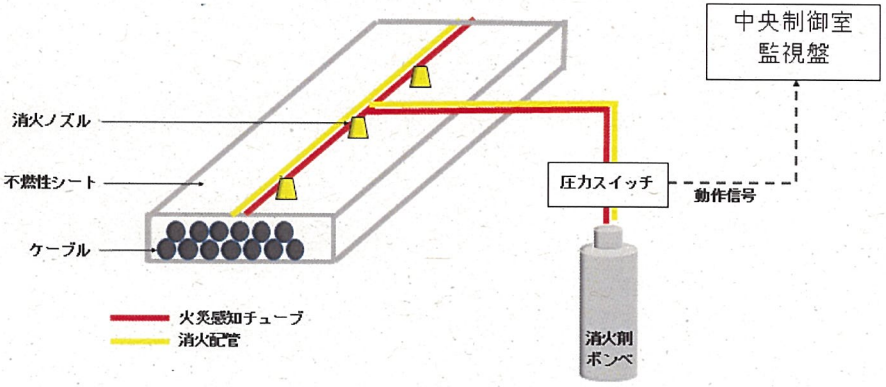
②消火設備は、消防法をはじめとする関係法令要求及び審査基準に合致するように設計する。

➢複合体については、その内部に、光ファイバケーブル式熱感知器を設置するとともに、ハロゲン化物自動消火設備を設置することにより、手厚い配慮を行う。

＜新設火災感知器＞光ファイバ温度監視装置による監視
設置箇所：複合体内



＜新設消火設備＞ケーブルトレイ用自動消火設備
設置箇所：複合体内

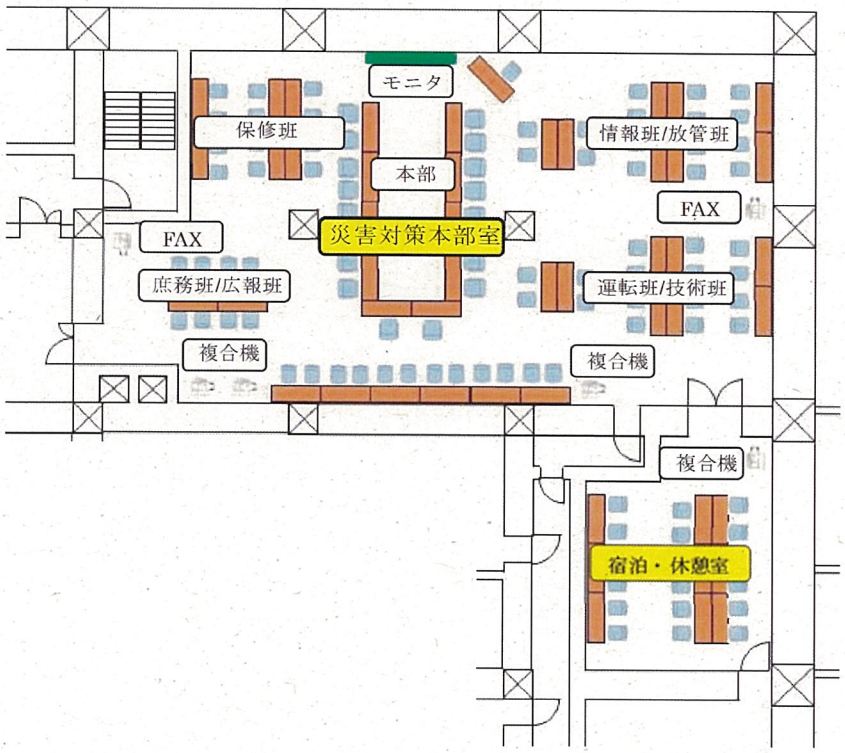


緊急時対策所①

○万が一、重大事故等が発生した場合においても、事故対処のための必要な措置が講じられるよう、対策拠点として緊急時対策所を高台に設置する。

【機能】

- ✓ 必要な耐震性及び遮へい性能を有する（**福島第一原子力発電所事故と同等の放射性物質放出量を想定**しても、建屋内の要員の実効線量は7日間で100mSvを超えない）
- ✓ 事故対処に必要な要員数を収容できる広さ（約350m^2）を有する。

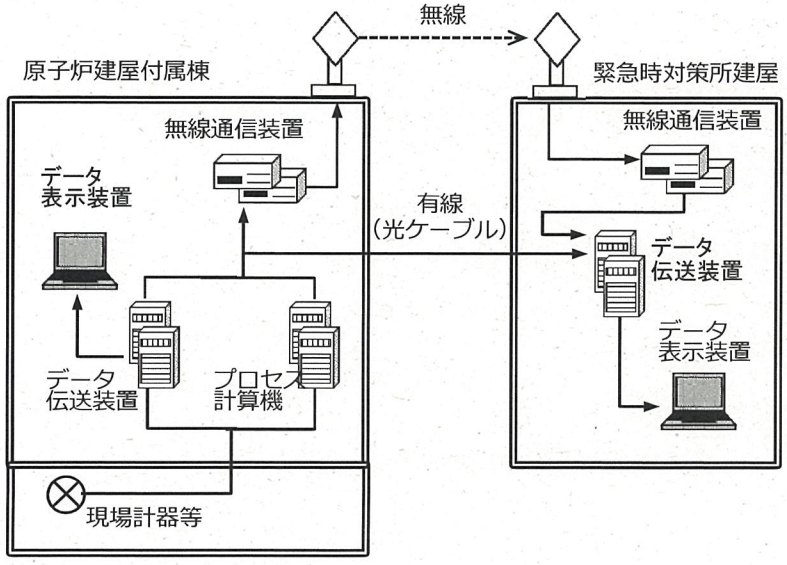


緊急時対策所建屋（災害対策本部室のレイアウトのイメージ図）

緊急時対策所②

【主要設備】
- ✓ 放射線防護設備（緊急時対策所加圧設備、線量計、マスク等）
- ✓ 電源設備（緊急時対策所専用の発電機）
- ✓ 通信・情報設備（衛星電話設備、安全パラメータ表示システム※）

※ 緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（発電所内）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置。



データ伝送設備（発電所内）の概要



緊急時対策所における対応のイメージ（訓練時の例）

安全パラメータ表示システム（SPDS）で表示可能な主なパラメータ

目　的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	・平均出力領域計装　等
炉心冷却の状態確認	・原子炉水位　・原子炉圧力 ・高圧・低圧炉心スプレイ系系統流量　等
格納容器内の状態確認	・ドライウェル圧力　・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水温度　等
放射能隔離の状態確認	・主排気筒放射線モニタ　等
環境の情報確認	・モニタリング・ポスト　・風向　・風速　等
使用済燃料プールの状態確認	・使用済燃料プール水位・温度　等
格納容器の破損防止	・フィルタ装置圧力　・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置スクラビング水温度　等
非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等	・自動減圧系　作動 ・高圧・低圧炉心スプレイ系ポンプ　作動　等
津波監視	・取水ピット水位　・潮位計

ソフト面の対応

○新たな規制基準を踏まえて設置する多様な施設を含め、ソフト面の対応として、体制の整備、要員に対する訓練の実施等を行い、万全を期す。



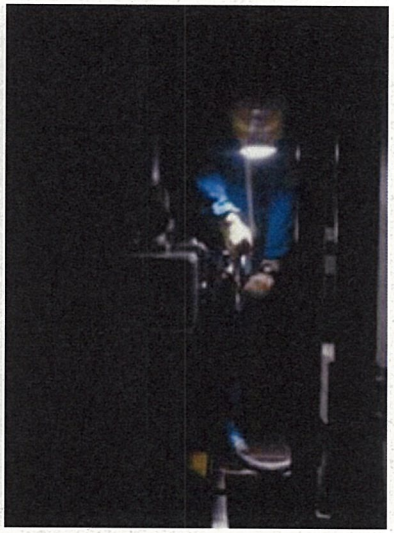
津波等により発生したがれきの撤去を想定した
ホイールローダによるアクセスルートの復旧訓練



可搬型設備による原子炉への注水を想定した
可搬型代替注水中型ポンプの操作訓練



可搬型設備による原子炉への注水を想定した
可搬型代替注水中型ポンプの操作訓練
（夜間での対応を想定した訓練）



原子炉建屋内の照明が消灯したことを
想定した可搬照明環境下での原子炉
注水配管の弁操作訓練

重大事故等対策の有効性の確認①

○ここまでで、福島第一原子力発電所事故の教訓等を踏まえて新たに整備する安全対策について説明した。
○これらの新たに整備する**設備・手順・体制が、重大事故等の対策として有効**であり、炉心の著しい損傷や格納容器破損等を防止し**周辺環境・公衆への影響を抑制**できることを、計算シミュレーション等により確認している（有効性評価）。
○その一例として、福島第一原子力発電所事故に類似した事故シナリオである、津波浸水による最終ヒートシンク喪失について次頁から説明する。

主な評価ポイント
☑ 計算結果が、判断基準を満足しているか 例）炉心の著しい損傷の防止： 燃料被覆管の最高温度＜1200℃ 格納容器破損の防止： 格納容器圧力＜0.62MPa[gage]
☑ 設備容量・手順が、事象緩和に対して有効であるか
☑ 水源・燃料油・電源の容量が、必要な量確保されているか
☑ 要員・体制が、事象緩和対策を行う上で有効に構成されているか

重大事故等対策の有効性の確認②

対策前の事象進展

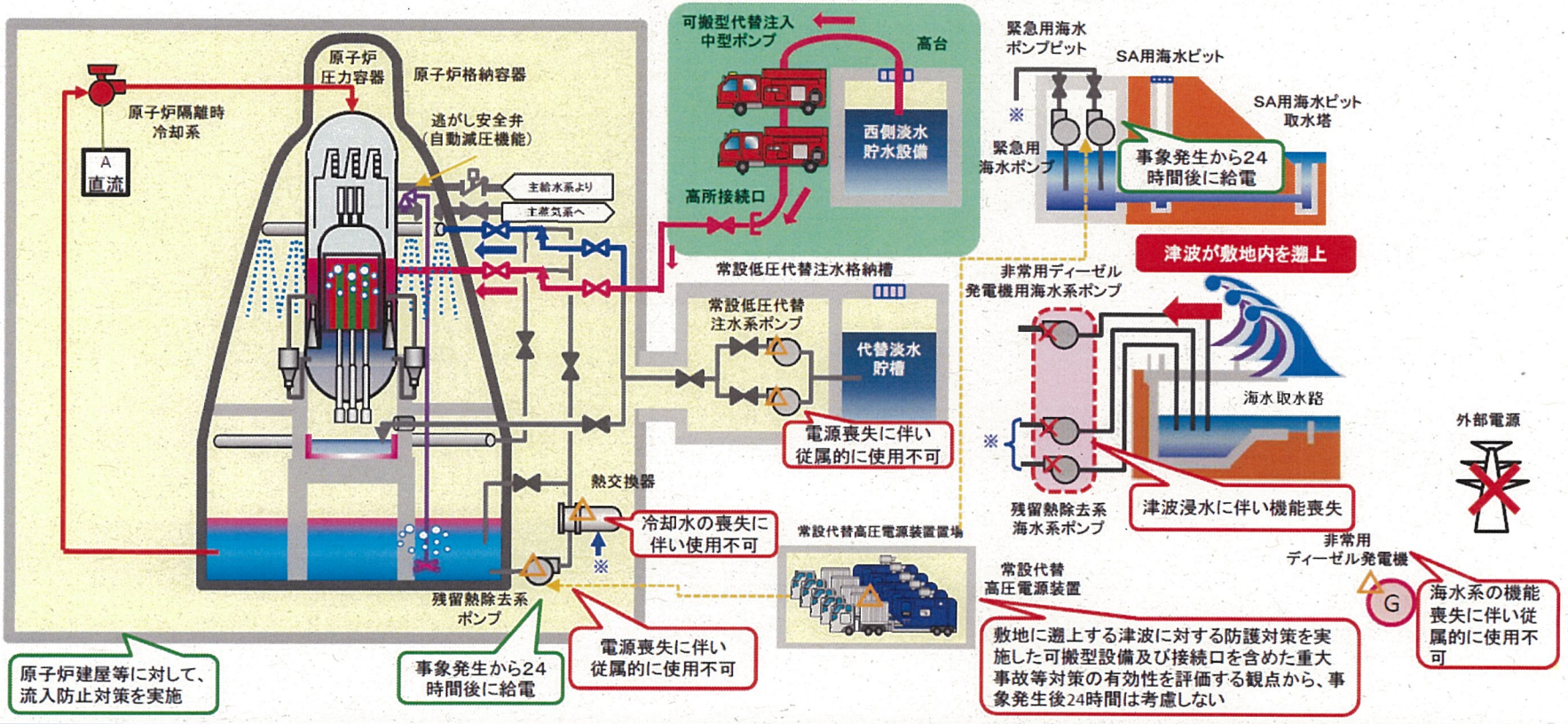
基準津波を超え敷地に遡上する津波により、**海水を取水する機能が喪失**する。
さらに、津波が原子炉建屋内に浸水した場合に、原子炉隔離時冷却系及び直流電源も喪失し、**全ての原子炉注水機能が喪失**する。
原子炉圧力の上昇に伴う主蒸気逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策の概要

詳細については次頁で説明

【炉心の冷却】
・**原子炉建屋の水密化**等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系を継続運転※1
・手動により、主蒸気逃がし安全弁を用いて圧力容器を減圧し、**低圧代替注水系（可搬型）**により炉心を冷却
【格納容器内の冷却・除熱】
・**代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）**による格納容器内の冷却
・**常設代替高圧電源装置**による給電※2後、**緊急用海水系**を用いた残留熱除去系による炉心の冷却及び格納容器からの除熱

※1 高圧代替注水系も使用可能だが、評価上は考慮しない
※2 事象発生後24時間は、代替の交流電源を評価上考慮しない



重大事故等対策の有効性の確認③

○基準津波を上回る津波が防潮堤を超え敷地内に遡上し、全交流動力電源及び最終ヒートシンクが喪失する事象を想定したうえで、厳しい条件を設定してもなお、新たに整備する設備・手順・資源及び体制により、**炉心の著しい損傷を防止**できることを確認した。

機能喪失の想定	重大事故等対策のもとでの事象進展	備考	評価結果
【津波浸水により喪失】 ×非常用のディーゼル発電機用海水系 ×残留熱除去系海水系 【従属的に使用不可】 ×非常用のディーゼル発電機 ×高圧炉心スプレイ系 ×低圧炉心スプレイ系 ×低圧注水系 ×格納容器スプレイ冷却系	津波の発生（地震等により外部電源喪失） ↓ 非常用海水ポンプの機能喪失 ↓ 全交流動力電源喪失 ↓ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 ↓ 主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧、**低圧代替注水系（可搬型）**による原子炉注水 ↓ **代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）**による格納容器スプレイ ↓ **常設代替高圧電源装置**からの給電 ↓ **緊急用海水系**及び残留熱除去系による格納容器除熱 ↓ 安定状態	●**原子炉建屋の水密化**等により機能を確保 ●**高圧代替注水系**による原子炉注水も可能 ●事象発生後24時間は期待しない想定 ●**代替循環冷却系**による格納容器除熱も可能	○燃料被覆管温度の最高値は初期値（約309℃）以下であり、**1200℃を下回る**ため、炉心の著しい損傷に至らない。 ○格納容器圧力の最高値は約0.28MPa[gage]であり、**0.62MPa[gage]を下回る**ため、格納容器の健全性は維持される。

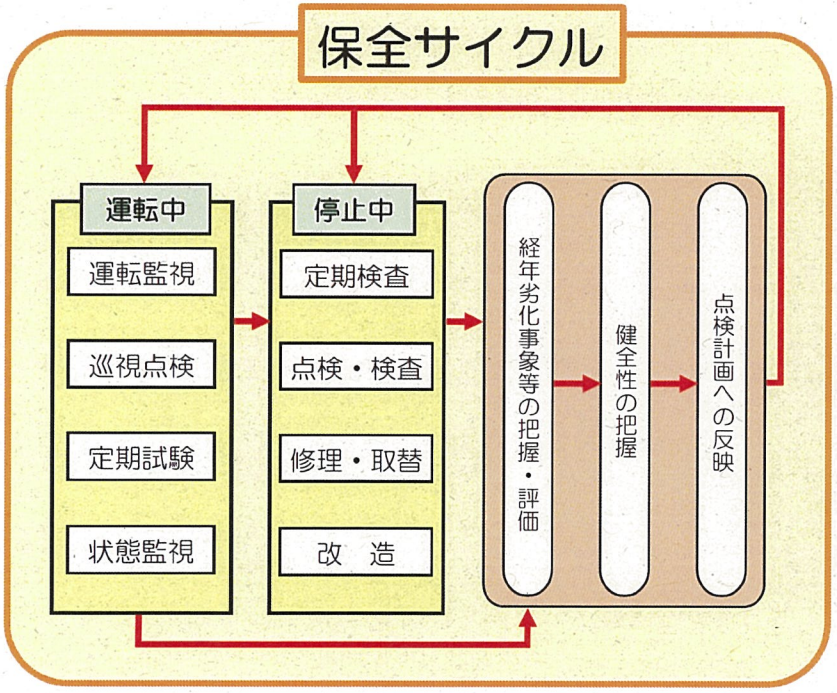
３－６　運転期間延長を含む維持・管理

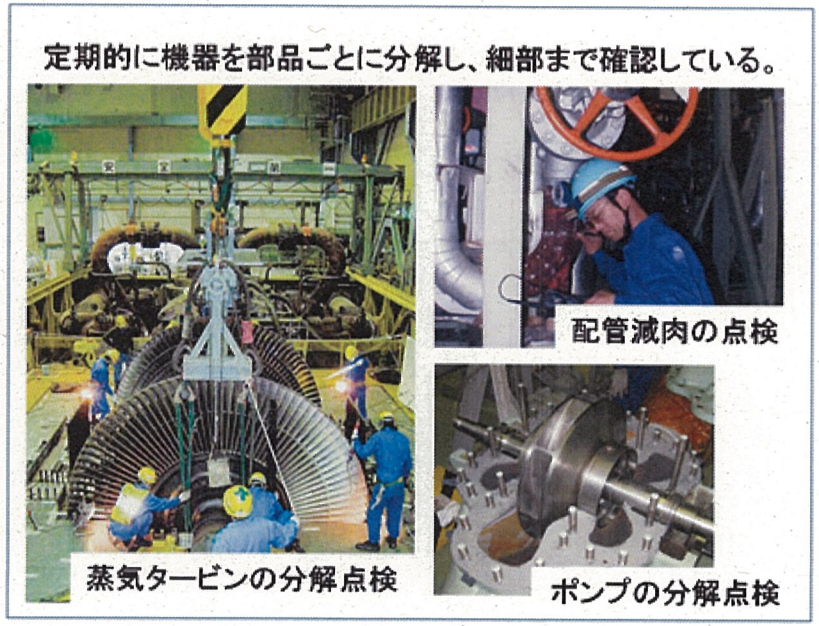
維持・管理の基本的考え方

○経年劣化事象は、一般に、あるときに急激に進展するというようなものではなく、年月とともに徐々に進行して、最終的に故障等に至る性質のものである。

➢点検等を通じて、経年劣化等の兆候を早期に発見することが重要である。

○本件発電所では、適切な品質保証体制の下で維持・管理活動を継続的に実施してきている。





運転期間延長に係る対応

○本件発電所では、維持・管理を行い良好な安全運転の実績を積み重ねている。

○運転開始後６０年時点でも確実に健全性を維持できるよう、①特別点検、②劣化状況評価、③長期保守管理方針の策定を行っている。

これまでの運転経験等
・設備の経年劣化状況
・高経年化技術評価（運転期間30年）
・国内外における最新の知見

①特別点検の実施

対象設備	特別点検の内容
圧力容器	炉心領域部等に対する点検による欠陥有無の確認
格納容器	鋼板の目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	コアサンプルによる強度等の確認

②劣化状況評価
・原子力発電所の安全上重要な機器及び構築物等に対して、延長しようとする期間の運転を想定した設備の健全性評価を実施。

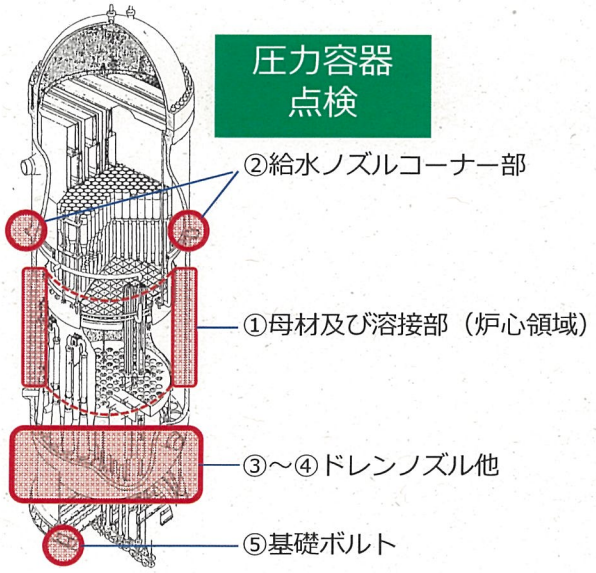
③長期保守管理方針の策定
・運転開始後60年時点でも確実に健全性を維持できるよう、実施すべき保守管理に関する方針を策定（保安規定に反映）。

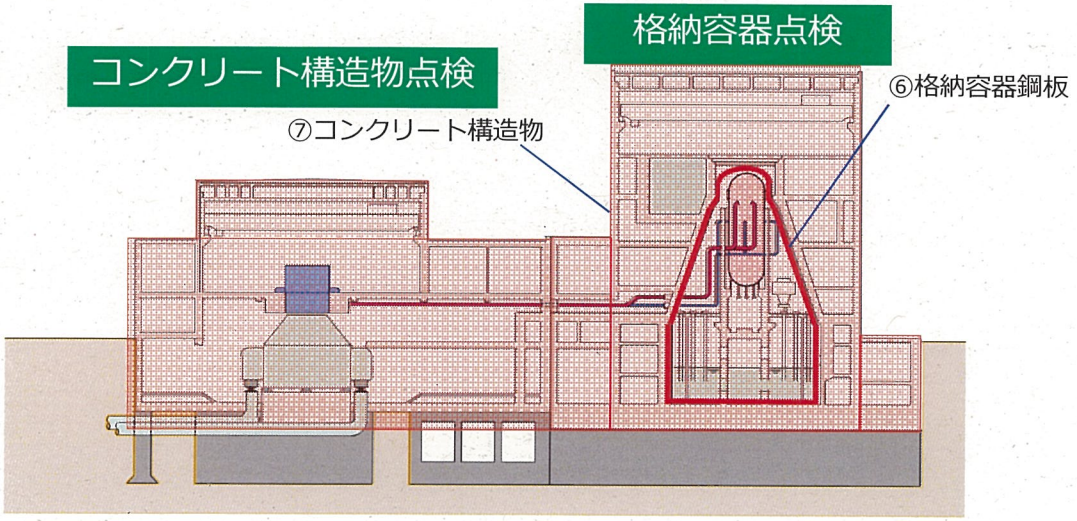
運転期間60年を仮定しても、設備の経年劣化に対して十分な安全性を確保の上で運転を継続して行うことが可能であることを確認した。

特別点検

対象機器・構造物	点検部位	経年劣化事象	点検方法／点検項目
圧力容器	①母材及び溶接部（炉心領域）	中性子照射脆化	超音波探傷試験による欠陥の有無の確認
	②給水ノズルコーナー部	疲労	渦電流探傷試験による欠陥の有無の確認
	③制御棒駆動機構スタブチューブ等	応力腐食割れ	目視試験や渦電流探傷試験による欠陥の有無の確認
	④ドレンノズル	腐食	目視試験による内面の確認
	⑤基礎ボルト	腐食	超音波探傷試験による欠陥の有無の確認
格納容器	⑥格納容器鋼板	腐食	目視試験による塗膜状態の確認
コンクリート構造物	⑦ コンクリート構造物（原子炉建屋等）	強度・遮蔽能力低下	採取したコアサンプル（試料）を用いた強度等の確認

対象機器・構造物には有意な欠陥等の異常は認められなかった。

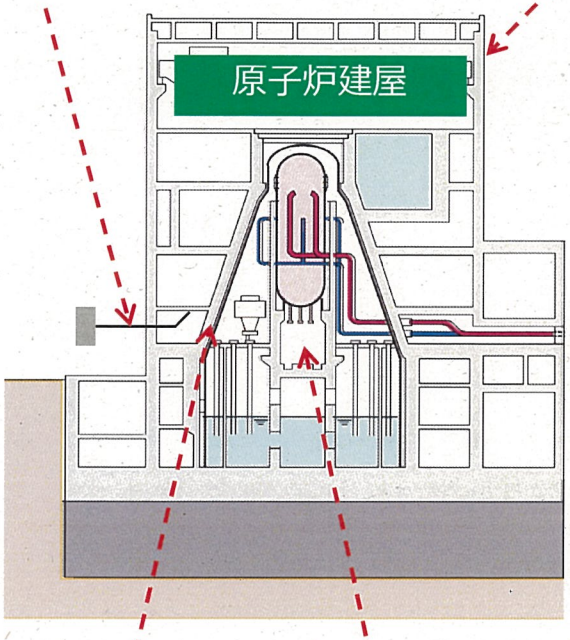


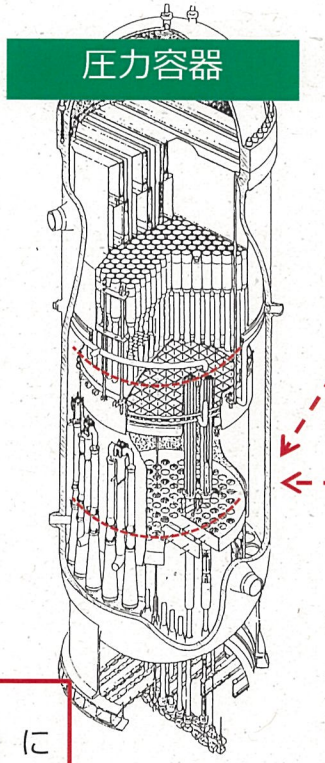


劣化状況評価の対象とした主な事象

⑤電気計装設備の絶縁低下
電気・計装設備に使用されている絶縁物が環境要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象

⑥コンクリート、鉄骨構造物の強度低下
コンクリートの強度が熱、放射線照射等により低下したり、放射線の遮へい能力が熱により低下する事象





②中性子照射脆化
中性子の照射により、その靭性が徐々に低下（脆化）する事象

③応力腐食割れ
腐食環境下にある金属材料に応力が働いているときに、その相互作用によりき裂状に腐食が発生し進行する現象（照射誘起型応力腐食割れを含む）

④２相ステンレス鋼の熱時効
ステンレス鋳鋼が高温での長期使用に伴い、靭性の低下を起こす事象

①低サイクル疲労
温度・圧力の変化（過渡）によって、大きな繰り返し応力がかかる部位に割れが発生する事象

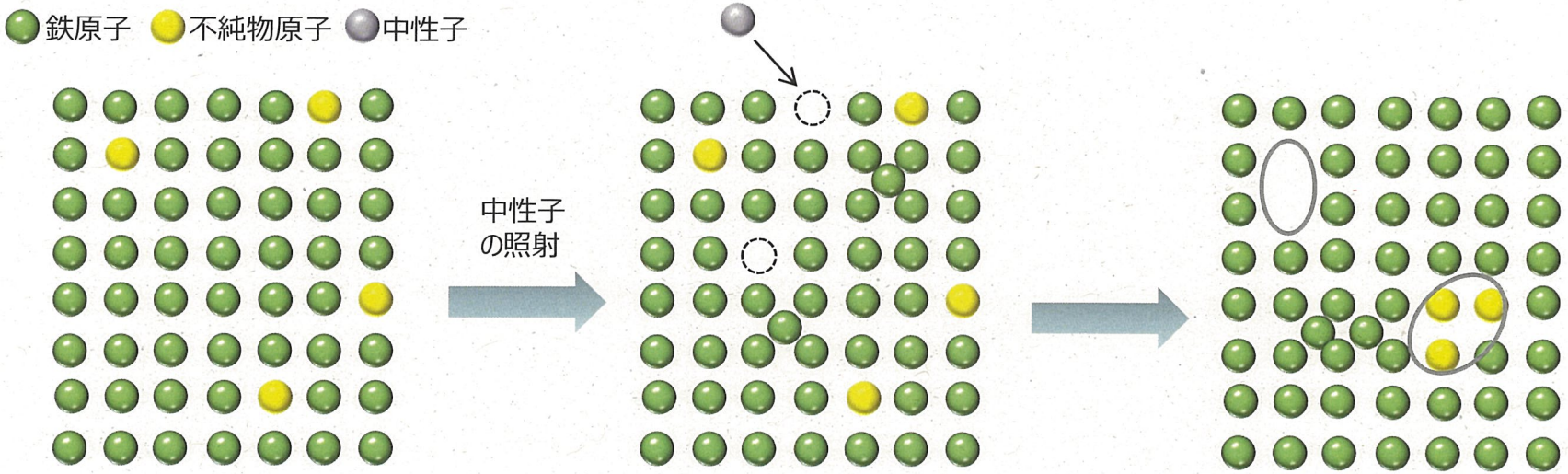
⑦耐震・耐津波評価
必要な構造・強度に影響する劣化事象を考慮した耐震評価や耐津波評価

中性子照射脆化の劣化状況評価…メカニズムのイメージ

○圧力容器は鉄等の金属を材料とし、本来、鉄原子は規則正しく並ぶことで、粘り強い性質を有する。

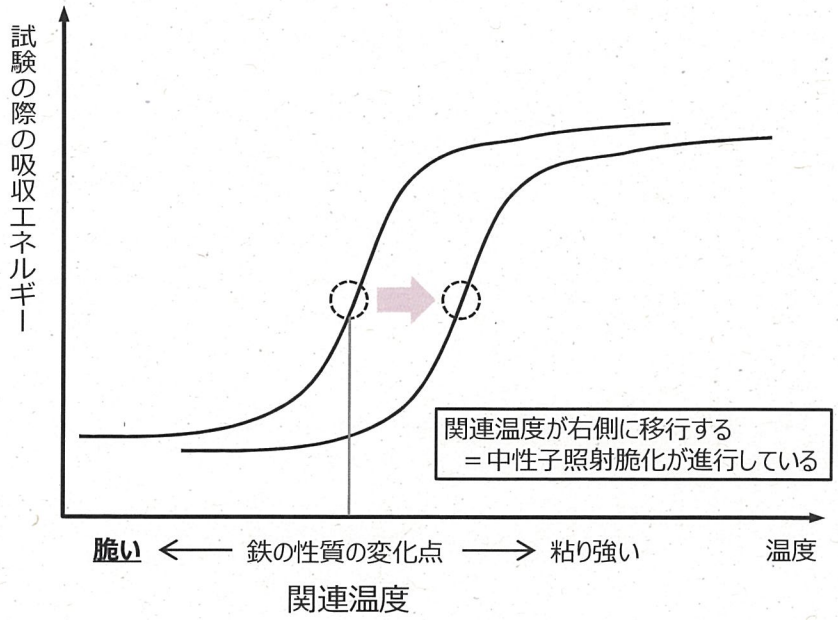
○圧力容器は、運転中、燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受ける。

○中性子の照射を受けると、原子が通常の格子位置からはじき出され、すきまや偏りが生じ、粘り強さが低下する。そして、亀裂が存在する場合の材料の破壊に対する抵抗力である破壊靭性値も低下する。

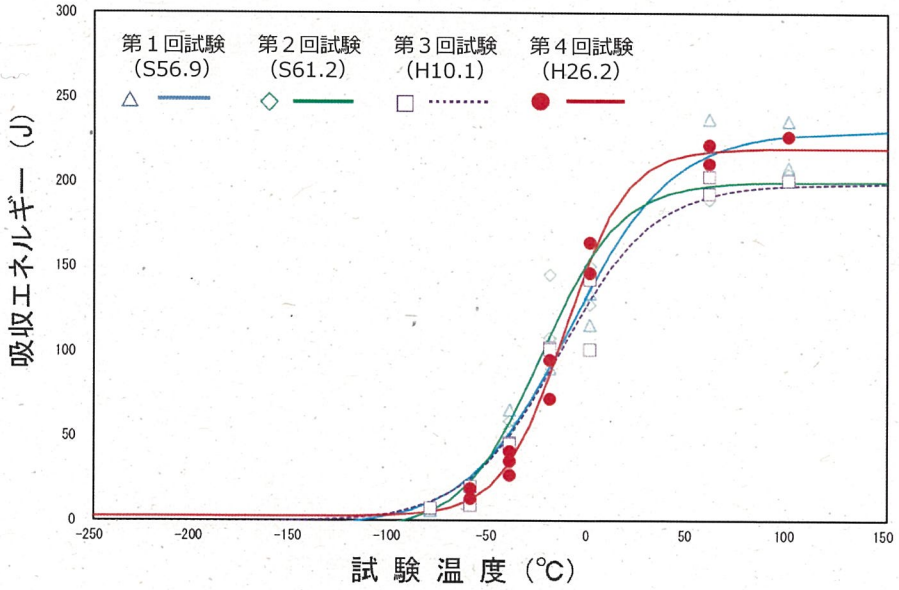


中性子照射脆化の劣化状況評価…本件発電所における実測結果

○　関連温度と粘り強さの関係



○　実測結果



○一般には、中性子照射量が多くなるにつれて中性子照射脆化が進んで、関連温度の移行量が増加するなどして遷移曲線が移行する。

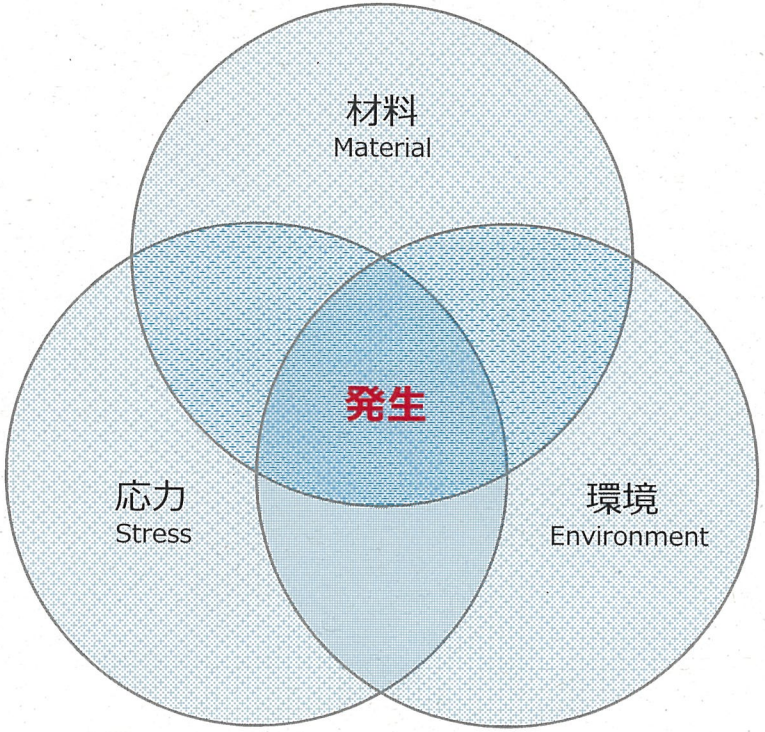
○これに対して、**本件発電所のシャルピー衝撃試験の結果はそうした傾向になく、顕著な脆化は認められない。**

○JEAC4201等を踏まえて運転開始後６０年に相当する時点での脆化傾向を予測した結果をみても、この時点での関連温度は11℃であるなど、十分に管理可能な温度である。

応力腐食割れの劣化状況評価…三つの因子

○応力腐食割れは、腐食環境下にある金属材料に応力が働いているときに、その相互作用によりき裂状に腐食が発生し、進行する現象である。

○**材料因子、応力因子、環境因子の３因子が重畳した場合に初めて**発生する可能性がある。



事象の特徴

- ✓ 合金に発生し、純金属には発生しない。
- ✓ 引張応力下では発生するが、圧縮応力下では生じない。
- ✓ 割れを生じる環境と材料とで特定の組合せがある。
- ✓ 三因子のうちの一因子以上を取り除けば応力腐食割れは発生しない。

応力腐食割れの劣化状況評価・・・シュラウドサポート応力腐食割れ

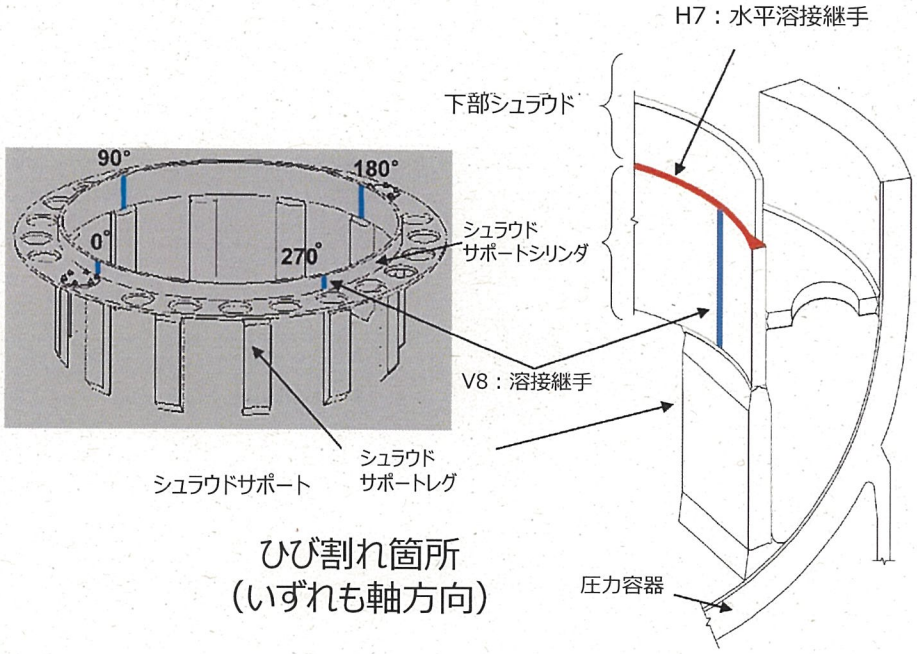
○本件発電所第21回定期検査（2005年度）から、炉心シュラウドとシュラウドサポートとの溶接継手部に、軸方向のひび割れ（ひび状の指示模様を含む。）を確認。

応力腐食割れの３因子に照らした分析

○溶接継手部材の材料として、応力腐食割れの感受性の高い高ニッケル合金（インコネル182相当）を使用。
○ひび割れを発生・進展させる引張応力が存在。
○応力腐食割れが発生しうる水質環境。

▼

○応力腐食割れを要因とするものと判断。

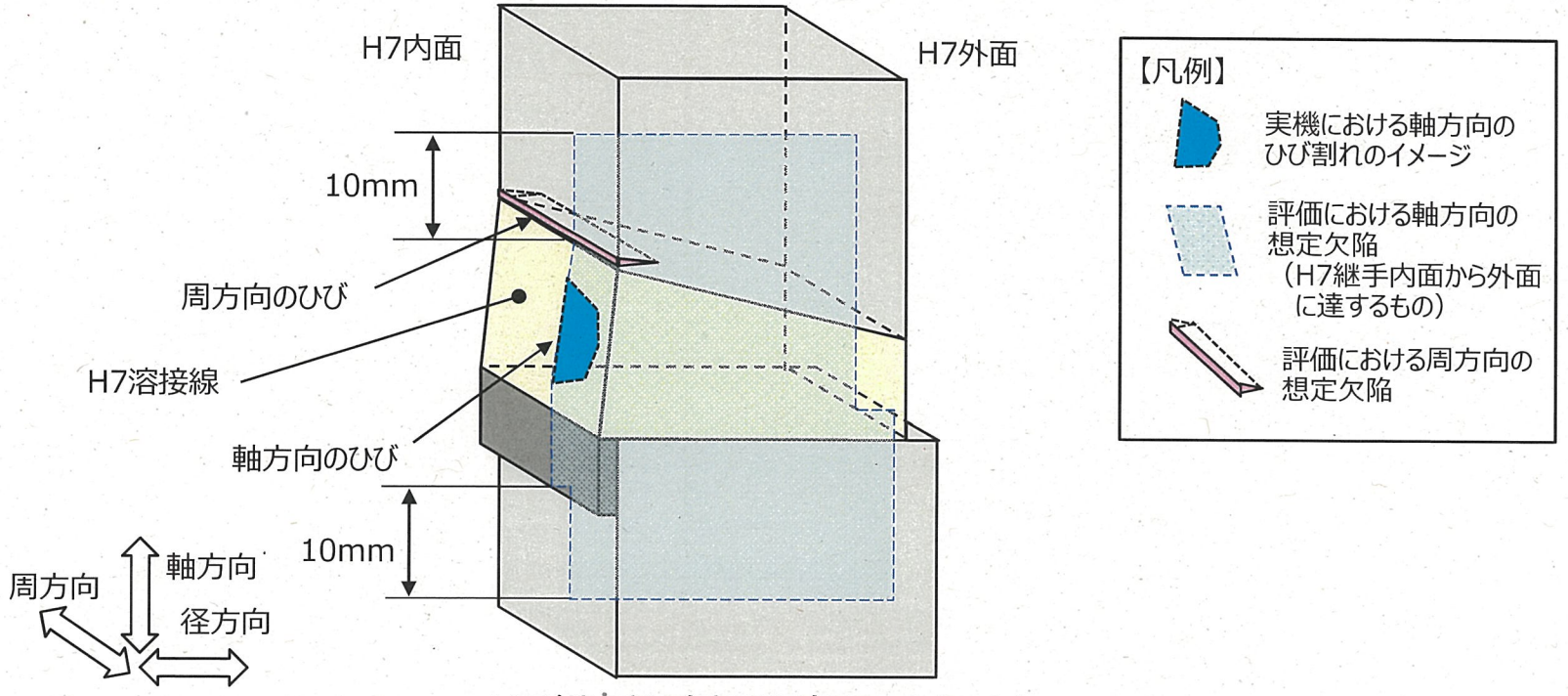


ひび割れ箇所
（いずれも軸方向）

○き裂は時間経過とともに穏やかに進展しており、機器破損に至るような大きさに至るまでには相当の時間を要するが、維持規格及びき裂その他の欠陥の解釈（※）を踏まえて、**60年時点での応力腐食割れの進展予測を行い、劣化状況評価を実施する。**

※維持規格（丙Ｂア第30号証）及びき裂その他の欠陥の解釈（丙Ｂア第14号証）
・き裂を有する機器の健全性を評価する手法が定められている。
・本手法で評価し、将来に亘る健全性が確認された場合、き裂が存在する状態での継続使用が認められる。

応力腐食割れの劣化状況評価・・・評価内容



H7継手に係る評価のイメージ

○軸方向の想定欠陥
軸方向　：　溶接熱影響部の範囲を拡張し、溶接端部から10mmの範囲までと仮定する。
径方向　：　Ｈ７継手内面から外面に達するものと仮定する。
○周方向の想定欠陥
実機では確認されていないが、全周にわたり深さ6mm※1を仮定する。
○これらの想定欠陥を前提とし評価※2した結果、耐震安全上の影響がないことを確認した。

※1　初期欠陥（深さ1mm）を想定し、60年時点までの進展を考慮した深さ
※2　日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版）」に基づく評価

長期保守管理に関する方針の策定

○劣化状況評価の結果等を踏まえて、現状講じている保全の項目に追加すべき新たな保全策を取りまとめ、長期保守管理方針を策定した。

No.	保守管理に関する方針	実施時期*2
1	圧力容器胴の中性子照射脆化について、今後の原子炉の運転時間・中性子照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。	中長期
2	低圧ケーブル及び同軸ケーブルの絶縁特性低下について、長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。	長期
3	同軸コネクタ接続の絶縁特性低下について、長期健全性評価結果から得られた評価期間に至る前に取替を実施する。	中長期
4 *1	疲労評価における実績過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後60年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。	長期

*1：No.4については、平成23年3月から平成32年8月まで冷温停止状態が維持されることを前提としている。

*2：実施時期については、平成30年11月28日からの5年間を「短期」、平成30年11月28日からの10年間を「中長期」、平成30年11月28日からの20年間を「長期」とする。

まとめ

○当社は、本件発電所の安全性について、設計段階から採用している重層的な事故防止対策に基づき確保しており、現在では、この対策を安全確保の要としながら、福島第一原子力発電所事故で得られた知見等を踏まえて一層の強化を行っている。

○日々実施している運転監視、設備点検、緊急時の訓練などソフト面についても安全確保の上で重要であると認識し、最新知見等による安全性向上とともに不断に取り組んでいく考えである。